



РОСАТОМ



Российская Академия Наук



ИБРАЭ



Международная научная конференция
**Радиационная защита и
радиационная безопасность
в ядерных технологиях**

29–31 октября 2025 Москва, Президиум РАН

СБОРНИК ТРУДОВ



80
ЛЕТ
АТОМНОЙ
ПРОМЫШЛЕННОСТИ



РОСАТОМ



Российская Академия Наук



ИБРАЭ

СБОРНИК ТРУДОВ
XII МЕЖДУНАРОДНОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ
РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ
БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

29–31 октября 2025 г.

Москва, Президиум РАН

Москва, 2025

УДК 621.039

ББК 31.4

С23

Сборник трудов XII Международной научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», 29–31 октября 2025 г., Москва / Под общ. ред. акад. РАН Л. А. Большова; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук. — М. : ИБРАЭ РАН, 2025. — 624 с. — Электронная книга. : ил. — ISBN 978-5-907375-25-3

Сборник трудов XII Международной научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» предназначен для участников конференции, а также ученых и специалистов атомной науки и промышленности, занимающихся вопросами радиационной безопасности и защиты окружающей среды. В сборнике представлены тексты доклады секционных заседаний конференции в порядке их выступления в программе.

Конференция организована при поддержке Госкорпорации «Росатом», Российской академии наук, Минобрнауки России, Минпромторга России, ФМБА России, Ростехнадзора и ИБРАЭ РАН.

Составители: Гиневец Е. М., Мызникова О. Г., Шпиньков В. И.

Поступившие материалы подверглись минимальной редакторской правке. Составители выражают благодарность всем авторам за предоставленные тексты докладов. Утверждено к открытой публикации на сайтах Конференции: <https://фцп-яrb.рф/conf2025/> и ИБРАЭ РАН <http://www.ibrae.ac.ru/>

ISBN 978-5-907375-25-3

ISBN 978-5-907375-25-3



9 785907 375253 >

© ИБРАЭ РАН, 2025
© Госкорпорация «Росатом», 2025
© Коллектив авторов, 2025

СОДЕРЖАНИЕ

О КОНФЕРЕНЦИИ	11
Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»	
МНОГОЛЕТНЯЯ ДИНАМИКА ИНТЕГРАЛЬНОГО ПОКАЗАТЕЛЯ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ТЕХНОГЕННЫМИ РАДИОНУКЛИДАМИ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ В РАЙОНАХ РАСПОЛОЖЕНИЯ ПУНКТОВ КОНСЕРВАЦИИ ОСОБЫХ РАО <i>И. И. Крышев, Н. Н. Павлова, И. В. Косых, А. А. Бурякова, Н. А. Аникина, И. Я. Газиев</i>	14
МОНИТОРИНГ И ПРОГНОЗ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ В ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ <i>М. И. Герменчук</i>	20
РАДИАЦИОННОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ НА НАСЕЛЕНИЕ ЗА СЧЕТ ВЫБРОСОВ В НАЧАЛЬНЫЙ ПЕРИОД РЕМОНТНЫХ РАБОТ НА АЭС <i>М. Е. Васянович, А. И. Крышев, И. А. Капустин</i>	25
ПРОТИВОЛУЧЕВОЙ ЭФФЕКТ ИННОВАЦИОННОЙ СХЕМЫ КОРРЕКЦИИ ОСТРОГО ЛУЧЕВОГО СИНДРОМА <i>Л. А. Ромодин, А. А. Московский, О. В. Никитенко, Т. М. Бычкова</i>	32
ПРЕДЕЛЫ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС ПО РАДИАЦИОННЫМ ПАРАМЕТРАМ. ПРОБЛЕМЫ И РЕШЕНИЯ <i>А. А. Орехов, А. Д. Косов, А. С. Коротков, Д. А. Шаров</i>	34
АСПЕКТЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ И РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА В СЛУЧАЕ АВАРИИ НА АЭС <i>А. Д. Косов, А. А. Орехов</i>	38
НОРМАТИВНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА ДЛЯ ОИАЭ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ» <i>Р. И. Бакин</i>	42
РАСЧЕТНЫЙ МЕТОД И РАСЧЕТНЫЕ СРЕДСТВА ДЛЯ ЗАДАЧ МИНИМИЗАЦИИ ПОСЛЕДСТВИЙ ИНЦИДЕНТОВ С РАДИАЦИОННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ <i>С. Н. Красноперов</i>	49
ОБОСНОВАНИЕ ПОДХОДОВ К НОРМИРОВАНИЮ ВЫБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ НА АЭС ЛЕГКОВОДНЫМИ РЕАКТОРАМИ ПРИ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ <i>А.-Н. В. Вуколова, А. П. Долгих</i>	53
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НАСЕЛЕНИЯ: ОПЫТ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ <i>Ю. Е. Квачева, Н. К. Шандала, С. М. Киселёв, Е. Г. Метляев</i>	55
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ПЕРСОНАЛА И НАСЕЛЕНИЯ. ИСТОРИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ И СОВРЕМЕННЫЕ ПРОБЛЕМЫ <i>В. Г. Барчуков, В. Н. Ключков, О. А. Кочетков, С. М. Шинкарев, А. П. Панфилов</i>	57
УПРАВЛЕНИЕ ТЕРРИТОРИЯМИ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ, СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПРАВОВОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ <i>Д. Е. Павлов, Е. В. Шмелева, Л. Б. Басалай</i>	59
КОМПЛЕКСНЫЙ ЭКОЛОГО-ГИГИЕНИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ НА ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ <i>С. М. Киселёв, Н. К. Шандала, Л. П. Сычева, Ю. Н. Зозуль, В. В. Шлыгин, С. В. Ахромеев</i>	65
ОЦЕНКА ПРЕДПОЛАГАЕМЫХ ФАКТОРОВ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ В РЕЖИМЕ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС, НАХОДЯЩЕЙСЯ НА ЭТАПЕ ПРОЕКТИРОВАНИЯ <i>И. А. Родионов, Д. К. Сапрыкин</i>	70
ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ УСТАНОВОК УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА <i>П. А. Кизуб, П. А. Блохин</i>	72

К ВОПРОСУ О НЕОДНОЗНАЧНОМ ПОНИМАНИИ ПРИНЦИПА ОПТИМИЗАЦИИ ЗАЩИТЫ <i>Е. М. Мелихова</i>	78
ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И РАЗВИТИЕ НОРМАТИВНОЙ БАЗЫ В ОБЛАСТИ РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ХРАНЕНИЯ И ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ <i>В. А. Лось, А. З. Каримов</i>	88
КОМПЛЕКСНАЯ ОЦЕНКА ОБЛУЧЕНИЯ ГОРОДСКОГО НАСЕЛЕНИЯ РОССИИ ПРИРОДНЫМИ РАДИОНУКЛИДАМИ <i>И. В. Ярмошенко</i>	94
СОВРЕМЕННАЯ РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА В Г. ЛЕРМОНТОВ (СТАВРОПОЛЬСКИЙ КРАЙ) <i>А. В. Титов, Н. К. Шандала, Д. В. Исаев, Ю. С. Бельских, М. П. Семенова, Т. А. Дороньева, Ю. Н. Павленко-Михайлов</i>	96
МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННО-ЭКОЛОГИЧЕСКИХ ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ АРКТИЧЕСКИХ МОРЕЙ <i>А. И. Крышев, Т. Г. Сазыкина</i>	98
АВТОНОМНЫЙ РЕЖИМ РАБОТЫ ЭНЕРГОБЛОКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ С ВВЭР: НЕОБХОДИМОСТЬ НОВОГО СВОЙСТВА, СПОСОБ РЕАЛИЗАЦИИ <i>В. Е. Юрин</i>	104
РАЗВИТИЕ МОДЕЛИ РАСЧЕТНОГО ОБОСНОВАНИЯ РАЗМЕЩЕНИЯ ПОСТОВ АСКРО ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ В СЛУЧАЕ АВАРИЙ НА ТРАНСПОРТЕ НА ПРИМЕРЕ СЕВЕРНОГО МОРСКОГО ПУТИ <i>П. А. Коняев</i>	112
ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ НАЦИОНАЛЬНОЙ СИСТЕМЫ ОПЕРАТИВНОГО РАДИАЦИОННО- МЕДИЦИНСКОГО РЕАГИРОВАНИЯ В СИБИРСКОМ ФЕДЕРАЛЬНОМ ОКРУГЕ <i>Р. М. Тахауов, Л. В. Смаглий, А. Р. Тахауов, И. В. Мильто</i>	118
БИОДОЗИМЕТРИЯ ВНУТРЕННЕГО НЕРАВНОМЕРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ ⁹⁰ Sr. МОДЕЛЬНЫЕ ПОДХОДЫ И ПРОБЛЕМЫ ВАЛИДАЦИИ <i>Е. А. Шишкина, Е. И. Толстых, Ю. Р. Ахмадуллина, А. В. Аклеев</i>	122
РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНАЯ ОДЕЖДА ДЛЯ РАБОТЫ В ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ <i>М. Н. Лифанов, Е. А. Альбац, В. И. Логинов</i>	123
ПОЛЕ ЗАХВАТНОГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ С ЭНЕРГИЯМИ ДО 10 МЭВ <i>Д. И. Комар, В. Д. Гузов, С. В. Лазаренко</i>	130
ИЗОБРЕТЕНИЕ МИНИАТЮРНОГО ТКАНЕЭКВИВАЛЕНТНОГО ДЕТЕКТОРА И СОЗДАНИЕ НА ЕГО ОСНОВЕ ЭЛЕКТРОННОГО ПРЯМО-ПОКАЗЫВАЮЩЕГО ДОЗИМЕТРА ДЛЯ ИМПОРТОЗАМЕЩЕНИЯ ПРОФЕССИОНАЛЬНЫХ ДОЗИМЕТРОВ ЗАРУБЕЖНОГО ПРОИЗВОДСТВА <i>Д. С. Кузьмина, Н. Г. Швалев</i>	138
ПРОБЛЕМА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ РЕКОНСТРУКЦИИ ДОЗ НА ПРИМЕРЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ РЕКИ ТЕЧИ <i>Е. А. Шишкина, Е. И. Толстых, П. А. Шарагин</i>	139
ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА И РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ В 2023 ГОДУ <i>В.В. Костерев, А.Г. Цовьянов, А.Г. Сивенков, В.Е. Журавлева</i>	143
ОЦЕНКА ЭКОЛОГИЧЕСКОГО РАДИАЦИОННОГО РИСКА И ИНТЕГРАЛЬНОГО ПОКАЗАТЕЛЯ ЗАГРЯЗНЕНИЯ В ВОЗДУХЕ ПРИЗЕМНОГО СЛОЯ АТМОСФЕРЫ В ЗОНЕ НАБЛЮДЕНИЯ КУРСКОЙ АЭС <i>Е. Г. Богачева, И. И. Крышев, А. И. Крышев, О. Н. Полянская, А. А. Зубачева</i>	148
РЕТРОСПЕКТИВНАЯ ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ ОТ ВЫБРОСА УГЛЕРОДА- 14 БИЛИБИНСКОЙ АЭС <i>Е. И. Назаров</i>	151

ОЦЕНКА РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ВЫБРОСОВ ¹³¹ I НА РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОМ ПРОИЗВОДСТВЕ <i>А. А. Бурякова, А. И. Крышев</i>	153
РЕШЕНИЕ ЗАДАЧ ОПТИМИЗАЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ БАЗЫ ДАННЫХ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ <i>А. Ф. Михайлова, О. Л. Таишлыков</i>	157
РАЗРАБОТКА СЕРИИ ОТЕЧЕСТВЕННЫХ ЖИДКОСЦИНТИЛЛЯЦИОННЫХ КОКТЕЙЛЕЙ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ «МЯГКИХ» БЕТА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ <i>Е. В. Федунева, А. В. Михайлов, Н. А. Еремина, С. Н. Лукашенко, А. В. Томсон</i>	161
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ МАССОПЕРЕНОСА ЦЕЗИЯ И ЙОДА В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ <i>Н. Е. Дубенков, Г. А. Хачересов</i>	162
РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ БЕЗОПАСНОСТИ ТРИТИЯ И ЕГО СОЕДИНЕНИЙ <i>В. Г. Барчуков, А. А. Максимов, О. А. Кочетков, Д. И. Кабанов, М. К. Польских</i>	169
ТРИТИЕВАЯ ПРОБЛЕМА НА АЭС С ВВЭР. ПУТИ РЕШЕНИЯ <i>С. С. Полянцев, М. А. Медведев</i>	171
АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОЧЕНЬ НИЗКОАКТИВНЫМИ (НЕРАДИОАКТИВНЫМИ) ОТХОДАМИ <i>Д. А. Шаров, М. В. Демьяненко</i>	181
МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ ПО РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ <i>А. В. Симаков, Ю. В. Абрамов, Н. Л. Проскуракова</i>	188
БЕЗОПАСНОЕ ОБРАЩЕНИЕ С ОГФУ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ТОПЛИВНОЙ КОМПАНИИ ТВЭЛ НА ПРИМЕРЕ АО «УЭХК» <i>А. В. Наливайко</i>	195
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ СКОРОСТИ ВЫХОДА РАДИОНУКЛИДОВ В ГАЗОВУЮ ФАЗУ ИЗ РАСТВОРОВ, ИМИТИРУЮЩИХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ СРЕДЫ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА, ДЛЯ ОЦЕНКИ РАДИАЦИОННЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ И НАСЕЛЕНИЕ <i>А. М. Кощеева, М. В. Скворцов, А. С. Шаповалов, А. В. Понизов</i>	196
МЕТОДИКИ И РЕЗУЛЬТАТЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ПОСТУПЛЕНИЯ В АТМОСФЕРУ ТРИТИЯ И УГЛЕРОДА-14 <i>А. А. Рыбин, М. В. Ряскова, В. В. Серебряков</i>	201
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ И ЗДОРОВЬЕ НАСЕЛЕНИЯ В РАЙОНАХ ОСОБОГО ВНИМАНИЯ: ТЕРРИТОРИИ «ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ», ТЕРРИТОРИИ «УРАНОВОГО НАСЛЕДИЯ» И ТЕРРИТОРИИ ВЛИЯНИЯ АЭС В КАЧЕСТВЕ ГРУППЫ СРАВНЕНИЯ <i>Е. Г. Метляев, Н. К. Шандала, А. М. Лягинская, В. В. Купцов, П. В. Максимова</i>	211
АСРК ЦИКЛОТРОНА ДЦ-140: ПРОЕКТНЫЕ РЕШЕНИЯ И СТАТУС РЕАЛИЗАЦИИ <i>П. А. Комаров, С. В. Митрофанов</i>	216
РАЗРАБОТКА ИННОВАЦИОННЫХ УСТАНОВОК ДЛЯ ТЕРРИТОРИАЛЬНЫХ И ОТРАСЛЕВЫХ СИСТЕМ МОНИТОРИНГА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ <i>А. А. Свиридов, Н. Г. Швалев</i>	220
ВЛИЯНИЕ ВОДОРАСТВОРИМОЙ ФОРМЫ ИНДРАЛИНА И КЛАССИЧЕСКИХ АНТИОКСИДАНТОВ НА РАДИАЦИОННО-ИНДУЦИРОВАННЫЙ ОКИСЛИТЕЛЬНЫЙ СТРЕСС В КЛЕТКАХ ЛИНИИ А549 <i>А. А. Московский, Л. А. Ромодин</i>	221
ОПТИМИЗАЦИЯ НАЗНАЧЕННОЙ АКТИВНОСТИ РФЛП И ВРЕМЕНИ СКаниРОВАНИЯ В ИССЛЕДОВАНИЯХ ПЭТ/КТ <i>С. С. Аверьянова-Онищенко, С. А. Рыжкин</i>	223

ЦИФРОВИЗАЦИЯ ПРОЦЕССОВ УПРАВЛЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТЬЮ <i>В. А. Кузнецов</i>	227
МОДЕЛИ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ЛИЦ, КОНТАКТИРУЮЩИХ С РАБОТНИКОМ ПОСЛЕ ПОСТУПЛЕНИЯ В ЕГО ОРГАНИЗМ ¹³¹ I В ХОДЕ РАДИОАКТИВНОГО ВЫБРОСА ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ НА АЭС С ВВЭР <i>О. П. Александрова, Е. В. Снигирев, М. Н. Фадеев, А. Н. Клёпов</i>	229
МНОГОКАМЕРНЫЕ МОДЕЛИ КИНЕТИКИ ИЗОТОПОВ ЙОДА В ОРГАНИЗМЕ ЧЕЛОВЕКА ДЛЯ ОЦЕНКИ ИНДИВИДУАЛИЗИРОВАННЫХ ДОЗ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА В ХОДЕ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ НА АЭС <i>О. П. Александрова, А. Н. Клёпов</i>	240
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ФАРМАКОКИНЕТИКИ ¹³¹ I ДЛЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ РАДИОЙОДТЕРАПИИ ЛЁГОЧНЫХ МЕТАСТАЗОВ ДИФФЕРЕНЦИРОВАННОГО РАКА ЩИТОВИДНОЙ ЖЕЛЕЗЫ <i>О. П. Александрова, А. Н. Клёпов</i>	251
СТАНОВЛЕНИЕ НАЦИОНАЛЬНОГО ЭЛЕКТРОННОГО ПОРТАЛА ЯДЕРНЫХ ЗНАНИЙ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ПРАКТИЧЕСКОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ <i>Н.К. Гурнович¹, О.М. Луговская¹, С.Н. Сытова²</i> ,.....	261
НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ НОРМАТИВНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОГО ПРЕКРАЩЕНИЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОИАЭ <i>Д. А. Савин</i>	267
ПОДХОДЫ К ИСПОЛЬЗОВАНИЮ РЕЗУЛЬТАТОВ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ТРЕТЬЕГО УРОВНЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В ЗАДАЧАХ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ, АВАРИЙНОГО ПЛАНИРОВАНИЯ И РЕАГИРОВАНИЯ <i>В. А. Пантелеев, С. Л. Гаврилов, М. Д. Сегаль, А. Е. Пименов, В.Ю. Яковлев</i>	268
Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»	
ТЕХНОЛОГИЯ ОПЕРАТИВНОЙ ОЦЕНКИ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ГОРОДСКИХ ТЕРРИТОРИЙ РАДИОНУКЛИДАМИ ПРИ АВАРИЙНЫХ ВЫБРОСАХ <i>А. Г. Царина, Е. Г. Алексанян, Д. А. Камаев, И. В. Стогова, Л. М. Хачатурова, Г. Г. Фреймундт</i>	276
СВОБОДНОЕ ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ <i>С. Н. Сытова, В. В. Гавриловец, А. П. Дунец, А. Н. Коваленко, С. В. Черетица</i>	282
РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА ДЛЯ ОЦЕНКИ ПАРАМЕТРОВ САМОПРОИЗВОЛЬНОЙ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИИ В ПРОИЗВОДСТВЕННЫХ УСЛОВИЯХ И ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЙ О МЕРАХ ЗАЩИТЫ ПЕРСОНАЛА <i>И. Д. Садофьев, Д. А. Припачкин, Ю. Н. Мартынюк, М. П. Панин</i>	290
ИССЛЕДОВАНИЕ НАИБОЛЕЕ ВЕРОЯТНЫХ ПУТЕЙ ОБРАЗОВАНИЯ ЗНАЧИМЫХ РАДИОНУКЛИДОВ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДОВ ТЕОРИИ ГРАФОВ ПРИ МОДЕЛИРОВАНИИ ИМПУЛЬСНЫХ РЕЖИМОВ ОБЛУЧЕНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ПРИМЕРЕ ТОКАМАКА С РЕАКТОРНЫМИ ТЕХНОЛОГИЯМИ <i>Р. С. Халиков, П. А. Кизуб</i>	294
ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ РАСЧЕТА И АНАЛИЗА ДАННЫХ ПЕРЕНОСА - НАКОПЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА N-3 В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СИСТЕМАХ ВОДО-ВОДЯНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ <i>П. П. Сурин, А. А. Болотов, В. Г. Барчуков, А. С. Галузин, О.А. Кочетков, Н. А. Еремина</i>	305
«ТРИАС-ВВЭР» – ПРОГРАММА ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ПО УЧЁТУ ТРИТИЯ ПРИ ОБОСНОВАНИИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С ВВЭР <i>В. А. Грачев, А. Б. Сазонов, О. С. Быстрова</i>	306

ВАЛИДАЦИЯ РАСЧЕТНОГО КОДА ODETTA-F НА ЭКСПЕРИМЕНТЕ С МАКЕТОМ МОДУЛЯ ВОСПРОИЗВОДСТВА ТРИТИЯ (NEA-1553/71) <i>И. А. Игнатъев, В. П. Березнев</i>	313
МЕТОДЫ И ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА, ПРИМЕНЯЕМЫЕ ПРИ УСТАНОВЛЕНИИ НОРМАТИВОВ ВЫБРОСОВ И СБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ <i>Н. А. Шкляев, А. В. Курьиндин, А. С. Шаповалов, М. Ю. Орлов, Н. Б. Тимофеев, Р. М. Поляков</i> ...	321
ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС КОРИДА ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОБЛУЧЕННЫХ МАТЕРИАЛОВ И ПОЛЕЙ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ <i>Ю. Е. Ванеев, П. А. Блохин, С. Т. Казиева, Е. В. Катаев, П. А. Кизуб, Д. В. Крючков, В. М. Сошников</i>	328
ОЦЕНКА ДОЛГОВРЕМЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ППЗРО: ВЛИЯНИЕ ДЕТАЛИЗАЦИИ МОДЕЛИ, ВХОДНЫХ ДАННЫХ И ПРОЦЕССОВ ДЕГРАДАЦИИ МАТЕРИАЛОВ НА ПРОГНОЗИРУЕМЫЙ ВЫХОД РАДИОНУКЛИДОВ <i>Н. А. Анисимов, Е. В. Сизоненко</i>	336
ЧИСЛЕННОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛЕЙ ВТОРИЧНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ И ДОЗОВОЙ ОБСТАНОВКИ В ЦИКЛОТРОННОМ КОМПЛЕКСЕ ЦЕНТРА РАДИОНУКЛИДНОЙ ПЭТ-ДИАГНОСТИКИ <i>А. Н. Клёпов, Ю. А. Кураченко, О. П. Александрова</i>	344
ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ВО ВРЕМЯ ПРОЦЕССА РАЗБАВЛЕНИЯ ВОУ ТОПЛИВА РЕАКТОРА ИГР <i>И. В. Прозорова, А. А. Прозоров, А. К. Мухамедиев, Ю. А. Попов, Ю. Ю. Бакланова, В. А. Поспелов</i>	356
ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЕ РАДИОНУКЛИДА АМЕРИЦИЯ ПРИ НАГРЕВЕ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА В АТМОСФЕРЕ ВОЗДУХА <i>Н. М. Барбин, С. А. Титов</i>	367
ИНТЕРПРЕТАЦИЯ ПОИНТЕРВАЛЬНЫХ ОПЫТНО-ФИЛЬТРАЦИОННЫХ РАБОТ КАК ОСНОВА ДЛЯ ПАРАМЕТРИЗАЦИИ DFN-МОДЕЛЕЙ В ПРОГНОЗНЫХ РАСЧЕТАХ БЕЗОПАСНОСТИ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ПРИМЕРЕ УЧАСТКА ЕНИСЕЙСКИЙ <i>Д. А. Озерский, Г. Д. Неуважаев</i>	369
О ПОДХОДАХ К ОЦЕНКЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ <i>Я. А. Байрачный, А. З. Каримов, В. А. Лось</i>	375
РАЗРАБОТКА ИНЖЕНЕРНОЙ ПРОГРАММЫ ПОВЫШЕННОЙ ТОЧНОСТИ ДЛЯ ОПЕРАТИВНЫХ РАСЧЕТОВ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ <i>В. М. Сошников, Ю. Е. Ванеев, Е. В. Катаев</i>	380
ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЙ ФАНТОМ ДЛЯ ДОЗИМЕТРИИ КРАСНОГО КОСТНОГО МОЗГА ПЛОДА НА 24-Й НЕДЕЛЕ БЕРЕМЕННОСТИ МАТЕРИ <i>П. А. Шаррагин, Е. И. Толстых, Е. А. Шишкина</i>	383
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ГЕОМИГРАЦИОННЫХ ПРОЦЕССОВ В КРИСТАЛЛИЧЕСКОМ МАССИВЕ <i>Ф. В. Григорьев, А. В. Плёнкин</i>	385
ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА «НИМФА» ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ГЕОФИЛЬТРАЦИИ И ГЕОМИГРАЦИИ НА ОБЪЕКТАХ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ» <i>В. Л. Воронин</i>	391
РАЗВИТИЕ КОДОВ НОСТРАДАМУС И РОМ ДЛЯ ЗАДАЧ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ АНАЛИЗЕ ВОЗМОЖНЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙНЫХ АТМОСФЕРНЫХ ВЫБРОСОВ <i>А. А. Киселев</i>	397

ВЫПОЛНЕНИЕ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ С ЦЕЛЬЮ РАЗРАБОТКИ НЕЗАВИСИМЫХ МОДЕЛЕЙ ПЕРЕНОСА РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ПУНКТАХ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>Д. Д. Муслимов, Д. Ю. Баранов, Д. В. Мурлис, П. М. Верещагин, А. В. Понизов</i>	405
ОСОБЕННОСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ МИГРАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ В БЛИЖНЕЙ ЗОНЕ ОБЪЕКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ <i>М. Ю. Ширнин, Г. Д. Неуважаев, Д. В. Ануприенко</i>	408
К ВОПРОСУ О СОЗДАНИИ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО В ГАЛИТАХ <i>О. О. Корчагина, Л. В. Матвеев</i>	412

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

ТЕХНОЛОГИИ СБАЛАНСИРОВАННОГО ЯТЦ И ИХ ВКЛАД В ДОЛГОСРОЧНУЮ БЕЗОПАСНОСТЬ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ И РАО В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ <i>И. В. Гусаков-Станюкович</i>	416
К ВОПРОСУ ОПТИМИЗАЦИИ ОБРАЩЕНИЯ С РАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ В УСЛОВИЯХ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА <i>И. В. Кузнецов, А. А. Самойлов, П. А. Блохин, И. И. Линге, С. С. Уткин</i>	422
О ДЕЯТЕЛЬНОСТИ БАЗОВОЙ ОРГАНИЗАЦИИ ГОСУДАРСТВ СНГ ПО ВОПРОСАМ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ, РАО И ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО- И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ <i>М. А. Литвинов</i>	430
ИСТОРИЯ ЛЕНСПЕЦКОМБИНАТА РАДОН <i>А. В. Плотников</i>	435
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ФГУП "РАДОН" ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ <i>С. М. Лащенко, Е. П. Макаров, И. И. Кадьров</i>	440
ИЗВЛЕЧЕНИЕ И СОРТИРОВКА ТРО, РАЗМЕЩЕННЫХ НАВАЛЬНЫМ СПОСОБОМ В ОТСЕКАХ ХТРО <i>И. А. Лелявин</i>	445
СОСТОЯНИЕ РАБОТ ПО ДОИЗУЧЕНИЮ СВОЙСТВ СИСТЕМЫ ЕСТЕСТВЕННЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ППЗРО <i>В. С. Гупало, Д. А. Озерский, П. А. Блохин</i>	448
АНАЛИЗ ПРАКТИКИ ПАСПОРТИЗАЦИИ РАО В КОНТЕКСТЕ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ТРЕБОВАНИЙ ПО ДОЛГОВРЕМЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ <i>В. А. Сердечная</i>	455
ИНФОРМАЦИОННЫЕ СИСТЕМЫ СОПРОВОЖДЕНИЯ ПРОЕКТОВ ПО ЗАХОРОНЕНИЮ РАО <i>В. С. Свительман, Е. А. Савельева</i>	460
ВОЗМОЖНОСТИ ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА НА ПРИМЕРЕ ПОДЗЕМНОЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЛАБОРАТОРИИ <i>Д. М. Лунов, А. А. Рукавичникова</i>	464
ВЛИЯНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА БЕЛОРУССКОЙ АЭС НА РАЗМЕР ЗОНЫ ВЛИЯНИЯ ППЗРО <i>Н. В. Горбачева, Н. Д. Кузьмина, Ю. А. Корчева, Н. В. Кулич</i>	468
ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ И ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С НЕКОНДИЦИОННЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ РЕАКТОРОВ РБМК-1000 <i>В. А. Чернов, С. А. Николаев, С. А. Богданов, Г. М. Бегунов, А. В. Мастеров, Н. В. Кузин, Н. С. Рыков, Д. В. Волнистов, Ю. В. Красников, А. М. Степанов</i>	479

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМИ ВЫЕМНЫМИ ЧАСТЯМИ И ОЯТ РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ В П.ГРЕМИХА <i>Е. В. Девкина, С. А. Николаев, И. Р. Суслов, В. А. Чернов</i>	487
АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ НА РАСЧЕТНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОЯТ РЕАКТОРОВ ВВЭР-440 И ВВЭР-1000 <i>С. Т. Казиева, В. С. Свительман, П. А. Блохин, Д. В. Крючков, Е. А. Савельева, А. И. Блохин, Ю. Е. Ванев</i>	495
ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ С РЕАКТОРОМ ВВЭР-1000 <i>Д. В. Бирюков, А. Б. Гайдученко, А. А. Самойлов, Н. В. Рейн, А. П. Сергунин, В. А. Сердечная, В. М. Сошников</i>	503
ФОРМИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ЙОДСОДЕРЖАЩИМИ СОРБЕНТАМИ НА ФГУП «ПО МАЯК» <i>П. В. Козлов, Р. В. Пашковский, С. В. Степанов, В. А. Ремизова, С. М. Шайдуллин, С. А. Лукин, П. А. Блохин</i>	511
РЕГУЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА ПРИ РЕАБИЛИТАЦИИ ЗАГРЯЗНЕННЫХ УЧАСТКОВ ТЕРРИТОРИИ <i>Ю. В. Абрамов, А. В. Симаков, Н. Л. Проскуракова, Т. М. Алферова</i>	516
ОСОБЕННОСТИ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ В РАЙОНЕ РАЗМЕЩЕНИЯ ХРАНИЛИЩ ЖИДКИХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОТХОДОВ СУБЛИМАТНОГО ПРОИЗВОДСТВА <i>Ю. Н. Зозуль, М. А. Эдомская, В. В. Шлыгин, С. В. Ахромеев, С. Н. Лукашенко</i>	521
ГИГИЕНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ НОРМАТИВНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ <i>Н. Л. Проскуракова, А. В. Симаков, Ю. В. Абрамов</i>	526
СПОСОБ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ДОЛГОВРЕМЕННОГО СОХРАНЕНИЯ В БАЗАХ ДАННЫХ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ СВЕДЕНИЙ ПО РАЙОНАМ РАЗМЕЩЕНИЯ ОСОБЫХ РАДОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>А. М. Скоробогатов</i>	531
РАЗРАБОТКА ЧАТ-БОТА ПО РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКОМУ ОБЕСПЕЧЕНИЮ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ <i>А. А. Болотов, Е. Н. Жирнов, В. Г. Барчуков, А. С. Галузин, В. П. Крючков, И. К. Теснов, К. А. Чижов, Д. А. Кудинова</i>	535
ПОДХОДЫ К ФОРМИРОВАНИЮ ДОЛГОСРОЧНЫХ ПРОГРАММ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ <i>А. Ю. Иванов, Д. В. Соловьев, Е. Г. Мамчиц¹</i>	542
ВНЕДРЕНИЕ ДЕМОНТАЖНЫХ РОБОТОВ В ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ: АНАЛИЗ РИСКОВ И ВОЗМОЖНОСТЕЙ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ И ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОТ <i>А. В. Перов, М. Ю. Каленова</i>	548
РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ИЗВЛЕЧЕНИЮ, КОНДИЦИОНИРОВАНИЮ И УПАКОВКЕ ОТРАБОТАВШИХ ЗАКРЫТЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ, НАХОДЯЩИХСЯ НА ДОЛГОВРЕМЕННОМ ЦЕНТРАЛИЗОВАННОМ ХРАНЕНИИ В РЕСПУБЛИКЕ БЕЛАРУСЬ <i>Н. Д. Кузьмина, Э. А. Михальчева, Н. В. Горбачева, Ю. А. Корчева, В. И. Орловская, И. О. Мороз</i>	553
ОБОСНОВАНИЕ СПОСОБА ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ СЛОЖНОГО СОСТАВА ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУНКТА ХРАНЕНИЯ <i>А. В. Радкевич, В. В. Торопова, А. М. Зарубо, О. Б. Коренькова</i>	563
ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ДОКУМЕНТООБОРОТА ПО ТРАНСПОРТНЫМ УПАКОВОЧНЫМ КОМПЛЕКТАМ	

<i>П. А. Быстров</i>	570
ТЕХНОЛОГИЯ И ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ УСТАНОВКИ ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ КОРОТКОЖИВУЩЕЙ ФРАКЦИИ ВАО	
<i>О. Ю. Стегачева, М. В. Васильева, Д. И. Павлов, В. В. Ирошников</i>	572
ОЦЕНКА ИЗМЕНЕНИЙ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ НА ОБЪЕКТАХ ЗЯТЦ ПРИ ПОНИЖЕНИИ ТРЕБОВАНИЙ К ОЧИСТКЕ ОЯТ	
<i>Д. И. Сирадегян, Г. Н. Власкин, Ю. С. Хомяков</i>	577
ПРОБЛЕМЫ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ РВ В ОЯТ НА АЭС	
<i>А. Е. Берсенева</i>	585
НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ НОРМАТИВНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОИАЭ В ОБЛАСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ЦИФРОВЫХ ИНФОРМАЦИОННЫХ МОДЕЛЕЙ	
<i>Д. А. Хохлов, И. А. Афанасьев</i>	588
РАЗРАБОТКА БЛОКА РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ ПОТОКОВОЙ УСТАНОВКИ СОРТИРОВКИ РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННОГО ГРУНТА	
<i>А. Е. Пименов, С. Л. Гаврилов, М. Ю. Каленова, А. М. Шведов</i>	589
ТЕХНОЛОГИЯ ЛАЗЕРНОЙ РЕЗКИ КОНСТРУКЦИЙ И ОБОРУДОВАНИЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ	
<i>Е. А. Гуторка, Е. В. Шадрин</i>	596
ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА ПЛУТОНИЯ ПРИ НАГРЕВЕ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА В АТМОСФЕРЕ ВОЗДУХА	
<i>С. А. Титов, Н. М. Барбин</i>	598
ЭКЗОТЕРМИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ ВОССТАНОВИТЕЛЕЙ	
<i>А. С. Обьедков, Е. В. Белова</i>	601
РОЛЬ ПЛАЗМЫ В ПРОЦЕССАХ РАДИАЦИОННОЙ КОРРОЗИИ МЕТАЛЛОВ	
<i>Н. И. Трушкин, В. Н. Бабичев, Д. В. Высоцкий, А. Н. Кириченко, А. А. Некрасов, А. В. Филиппов, В. Е. Черковец</i>	602
ДЕЗАКТИВАЦИЯ ТКАНИ В СРЕДЕ СЖИЖЕННОГО ФРЕОНА HFC-134A	
<i>А. М. Федотов, В. А. Бабаин, А. А. Мурзин, А. Ю. Николаев</i>	609

О КОНФЕРЕНЦИИ

Более 50 лет Конференция, организованная при поддержке Российской академии наук и Госкорпорации «Росатом», объединяет ведущих специалистов атомной отрасли из России и из-за рубежа. В период 1974–2021 годов прошли 11 всесоюзных и всероссийских научных конференций по тематике радиационной защиты и радиационной безопасности. Основные вопросы предыдущих – X и XI конференций – были связаны с реализацией Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2035 года».

С 29 по 31 октября 2025 года в Москве в Президиуме Российской академии наук состоится XII международная научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» (РЗРБ-2025). Она посвящена 80-летию атомной отрасли России в контексте развития ядерной и радиационной безопасности. В Конференции примут участие более 450 ученых, инженеров, руководителей и ведущих сотрудников атомной отрасли России и СНГ.

Председателем Организационного комитета, сопредседателем Президиума программного комитета Конференции выступает Директор по государственной политике в области РАО, ОЯТ и ВЭ ЯРОО Госкорпорации «Росатом», к.т.н., **Василий Владимирович Тинин**, сопредседателем Президиума Программного комитета Конференции – академик РАН, д.ф.-м.н., профессор, научный руководитель ИБРАЭ РАН **Леонид Александрович Большой**.

В программе Конференции представлены доклады участников по тематическим секциям:

1. Радиационная безопасность человека и живой природы

Председатели:

Бочаров К. Г. – заместитель генерального инспектора Госкорпорации «Росатом»

Линге И. И. – д.т.н., советник ИБРАЭ РАН

Вопросы радиационной безопасности персонала и населения при эксплуатации объектов использования атомной энергии. Системы радиационного мониторинга и радиационного контроля и дозиметрии. Цифровые технологии. Научно-технические вопросы аварийного реагирования. Методы и результаты экспериментальных исследований в этой области. Вопросы нормативного регулирования

2. Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности

Председатели:

Стрижов В. Ф. – д.ф.-м.н., советник ИБРАЭ РАН

Шевченко С. А. – к.т.н., заместитель директора ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Теория и методы расчетов. Коды (расчетные программы), базы данных и экспериментальные исследования по расчету: переноса ионизирующих излучений в радиационной защите объектов использования атомной энергии (без задач физики реакторов) и переноса радиоактивных веществ в объектах использования атомной энергии и окружающей среде. Вопросы аттестации расчетных кодов.

3. Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО

Председатели:

Абрамов А. А. – заместитель директора по государственной политике в области РАО, ОЯТ и ВЭ ЯРОО Госкорпорации «Росатом»

Уткин С. С. – д.т.н., заместитель директора ИБРАЭ РАН

Транспортирование, хранение и переработка отработавшего ядерного топлива. Переработка, хранение и захоронение радиоактивных отходов. Технологии вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Цифровизация и роботизированные комплексы. Реабилитация загрязненных территорий и радиозэкологические аспекты. Вопросы нормативного регулирования

ЦЕЛИ КОНФЕРЕНЦИИ:

1. Оценка достигнутых результатов по основным направлениям реализации государственной политики в сфере обеспечения ядерной и радиационной безопасности.
2. Обеспечение открытой дискуссионной площадки, способствующей повышению качества исследований и экспертизы научных работ.
3. Обмен опытом между учеными и специалистами отрасли, представителями академических институтов и вузов в решении прикладных задач.
4. Привлечение молодых ученых и специалистов, студентов и аспирантов к тематическим научным исследованиям.



Официальный сайт: <https://фцп-яrb.рф/conf2025/>



СЕКЦИЯ 1.
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ
ЧЕЛОВЕКА И ЖИВОЙ ПРИРОДЫ

МНОГОЛЕТНЯЯ ДИНАМИКА ИНТЕГРАЛЬНОГО ПОКАЗАТЕЛЯ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ТЕХНОГЕННЫМИ РАДИОНУКЛИДАМИ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ В РАЙОНАХ РАСПОЛОЖЕНИЯ ПУНКТОВ КОНСЕРВАЦИИ ОСОБЫХ РАО

И. И. Крышев, Н. Н. Павлова, И. В. Косых, А. А. Бурякова, Н. А. Аникина, И. Я. Газиев

ФГБУ «НПО «Тайфун», Обнинск, Россия

эл. почта: kryshev@rpatyphoon.ru

Обеспечение радиационной безопасности человека и окружающей среды при обращении с радиоактивными отходами достигается многобарьерной защитой, при которой используются как естественные, так и искусственные барьеры для изоляции РАО от биосферы. В соответствии с международными основными нормами безопасности ОНБ-2014 подтверждение радиационной безопасности окружающей среды является важным элементом радиационной защиты при использовании атомной энергии [1].

Наиболее общими критериями радиационной безопасности окружающей среды являются оценки дозы и экологического риска, рассчитанные с учетом множественных путей облучения объектов биоты. В соответствии с постановлением Правительства Российской Федерации от 10 июля 2014 г. №639 оценки и прогноз экологических рисков от радиоактивного загрязнения окружающей среды, являются важным принципом функционирования системы мониторинга и ее функциональных подсистем.

В Рекомендациях Росгидромета по порядку оценки риска от радиоактивного загрязнения окружающей среды используются следующие показатели: индекс экологического риска, рассчитываемый по мощности дозы облучения референтных организмов биоты; интегральный показатель загрязнения территории; обобщенный показатель риска, оцениваемый в баллах с учетом интенсивности радиационного воздействия, площади и временной динамики загрязнения [2].

Целью работы является оценка радиоэкологической обстановки в районах расположения пунктов хранения РАО на основе анализа интегральных показателей загрязнения компонентов окружающей среды по данным многолетнего мониторинга в СЗЗ ряда АЭС (Смоленской, Билибинской, Белоярской) и радиохимических комплексов (ФГУП «ГХК», ФГУП «ПО «Маяк» и АО «СХК»).

Современные радиоэкологические базы данных для этих объектов включают данные многолетнего мониторинга содержания техногенных радионуклидов в приземном слое атмосферы, атмосферных выпадениях, почве, снеге, растительности, воде скважин, рек и промышленных водоемов предприятий вблизи хранилищ РАО, донных отложениях, местных пищевых продуктах, а также результаты МАЭД внешнего гамма-излучения.

На данный момент базы данных содержат 2068 записей по САЭС, 1832 записи по БиАЭС, 1869 записей по БАЭС, 4816 записей по ФГУП «ГХК», 6754 записей по ФГУП «ПО «Маяк» и 2999 записей по АО «СХК». Источником информации для формирования баз радиоэкологических данных являются данные мониторинга, представленные в Ежегодниках Росгидромета «Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств», экологических отчетах предприятий, а также в открытой научной печати.

В качестве основного экологического критерия радиационного риска принимается максимально допустимая мощность дозы, не приводящая к воздействию на заболеваемость, размножение и продолжительность жизни организмов биоты, – предельно допустимая радиационная нагрузка (ПДРН) 1 мГр/сут для млекопитающих, позвоночных животных и сосны обыкновенной *Pinus sylvestris*, 10 мГр/сут для растений, кроме сосны, и беспозвоночных животных [3, 4].

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

В соответствии с постулатом порогового действия ионизирующего излучения на объекты живой природы при не превышении ПДРН сохраняются живучесть популяций и видовое разнообразие, являющееся одним из важных интегральных параметров биотического сообщества, как в естественном состоянии, так и в условиях антропогенного воздействия. Данный параметр характеризуется высокой социальной и экологической значимостью, чувствительностью к источнику радиационного воздействия и является, по существу, синонимом качества окружающей среды.

В качестве дополнительного критерия содержание радионуклидов в компонентах природной среды ограничивается уровнями, при которых происходит их переход в категорию радиоактивных отходов.

Для оценки радиационной безопасности окружающей среды в районах расположения хранилищ РАО были рассчитаны интегральные показатели загрязнения (ИПЗ), представляющие собой сумму отношений наблюдаемых концентраций радионуклидов в объекте природной среды к соответствующим значениям контрольных уровней. В целях сохранения благоприятной окружающей среды и обеспечения экологической безопасности в качестве контрольного уровня содержания радионуклидов в компоненте окружающей среды выбирается минимальное значение из рассчитанных по радиационному (в соответствии с НРБ-99/2009, ОСПОРБ-99/2010, Постановлением Правительства Российской Федерации от 19.10.2012 № 1069) и природоохранному/экологическому [5, 6] критериям. Значение ИПЗ меньше единицы обеспечивает радиационную безопасность окружающей среды.

Смоленская АЭС

База радиоэкологических данных в районе расположения хранилищ РАО САЭС включает результаты многолетнего мониторинга активности радионуклидов в воздухе, воде, донных отложениях, почве, травянистой растительности промплощадки, СЗЗ и контрольных пунктов. Также в базе представлены среднегодовые и максимальные значения мощности амбиентного эквивалента дозы внешнего гамма-излучения (МАЭД).

Для оценки радиационной безопасности окружающей среды в районе расположения хранилищ РАО САЭС были рассчитаны интегральные показатели загрязнения (ИПЗ) в атмосферном воздухе, поверхностных водах и почве. В качестве исходных использовались данные многолетнего мониторинга в СЗЗ. Оценки ИПЗ являются консервативными, поскольку основаны на данных, связанных не только с потенциальными утечками радионуклидов из хранилищ РАО, но и в целом с деятельностью АЭС. Выбор такого способа оценки позволяет не допустить занижения влияния хранилищ РАО на радиационную обстановку в районе АЭС.

При анализе ИПЗ атмосферного воздуха СЗЗ САЭС, исходя из наличия данных мониторинга, с 1995 по 2011 год учитывались концентрации семи техногенных радионуклидов: ^{60}Co , ^{51}Cr , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{90}Sr и ^{95}Zr , в период с 2012 по 2022 год – трёх: ^{60}Co , ^{134}Cs и ^{137}Cs . Полученные значения ИПЗ за весь период 1995–2022 гг. находятся в пределах $3,4 \cdot 10^{-6}$ – $3,8 \cdot 10^{-5}$, что на пять–шесть порядков ниже экологически безопасных уровней облучения, т.е. удовлетворяют условиям обеспечения радиационной безопасности и сохранения благоприятной окружающей среды (рис. 1). Основной вклад в ИПЗ атмосферного воздуха СЗЗ САЭС вносят ^{60}Co и ^{137}Cs .

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»



Рис. 1 - Многолетняя динамика интегрального показателя загрязнения атмосферного воздуха техногенными радионуклидами в СЗЗ САЭС

Значения ИПЗ поверхностных вод в СЗЗ САЭС с 2004 по 2022 годы колеблются в пределах $6,4 \cdot 10^{-5}$ – $3,2 \cdot 10^{-4}$, что значительно ниже экологически безопасного уровня. Значения ИПЗ ($1,2 \cdot 10^{-4}$ – $9,2 \cdot 10^{-2}$) в почвенном покрове в период с 1995 г. по 2022 г. также значительно ниже экологически безопасного уровня. Основной вклад в ИПЗ почвенного покрова и поверхностных вод в СЗЗ САЭС вносит ^{137}Cs .

Белоярская АЭС

База радиоэкологических данных включает результаты многолетнего радиационного мониторинга воздуха, снега, почвы, травянистой растительности, донных отложений, поверхностных и подземных вод СЗЗ и контрольных пунктов, а также среднегодовые значения МАЭД. Радионуклидный состав базы представлен в основном ^3H , ^{60}Co , ^{90}Sr и ^{137}Cs .

Результаты расчетов ИПЗ для поверхностных вод за период 2000–2023 гг. представлены на рис. 2. Значения ИПЗ за рассматриваемый период колеблются в пределах $5,6 \cdot 10^{-5}$ – $2,3 \cdot 10^{-3}$ для устья сбросного канала Белоярского водохранилища и $7,0 \cdot 10^{-4}$ – $1,8 \cdot 10^{-2}$ для р. Ольховка, что на два-пять порядков ниже экологически безопасного уровня. Основной вклад в ИПЗ поверхностных вод в СЗЗ вносит ^{137}Cs .

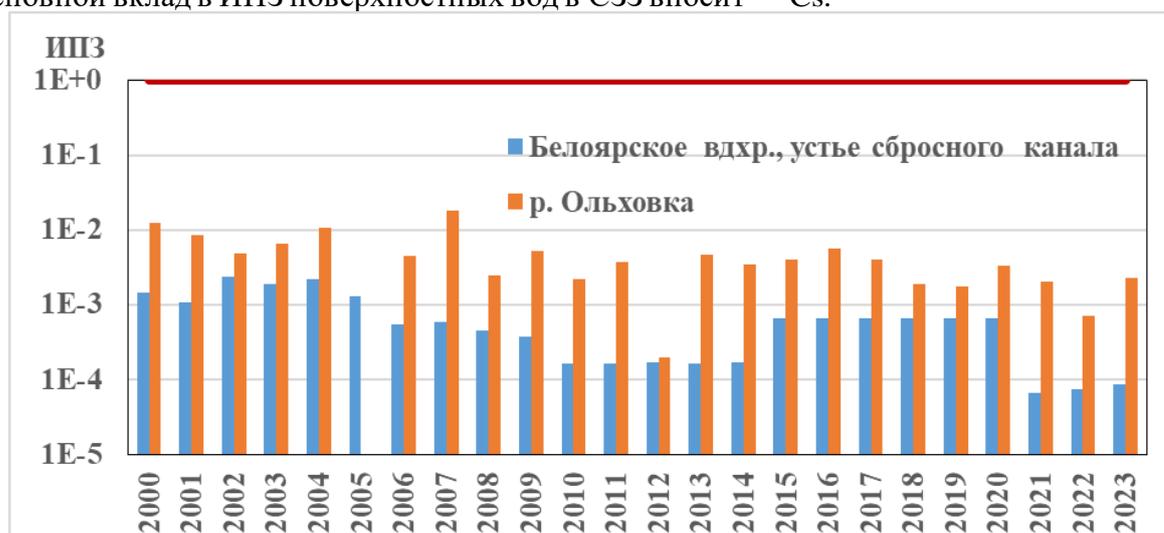


Рис. 2 - Многолетняя динамика интегрального показателя загрязнения поверхностных вод в СЗЗ БАЭС

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Расчетные значения ИПЗ атмосферного воздуха по данным многолетнего мониторинга (2001–2023 гг.) находятся в пределах $7,5 \cdot 10^{-7}$ – $1,3 \cdot 10^{-4}$, что на четыре–семь порядков ниже экологически безопасного уровня. Основной вклад в ИПЗ атмосферного воздуха СЗЗ БАЭС вносят ^{137}Cs и ^{90}Sr . Значения ИПЗ для других компонент окружающей среды в районе БАЭС (почва, донные отложения) также значительно ниже экологически безопасного уровня.

Билибинская АЭС

База радиоэкологических данных включает результаты многолетнего радиационного мониторинга воздуха, воды, почвы, снега, растительности (осоковые травы, ягель, хвоя кедрового стланика) и лесных продуктов питания (ягоды, грибы) в СЗЗ и контрольных пунктах БиАЭС, а также среднегодовые и максимальные значения МАЭД внешнего гамма-излучения.

Наиболее часто в большинстве объектов окружающей среды встречаются ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs и ^{54}Mn .

Значения ИПЗ почвенного покрова в СЗЗ БиАЭС ($3,2 \cdot 10^{-7}$ – $1,1 \cdot 10^{-2}$) в период с 1991 г. по 2021 г. на два–семь порядков ниже экологически безопасных уровней. Основной вклад в ИПЗ почвенного покрова СЗЗ БиАЭС вносит ^{60}Co и ^{137}Cs .

Значения ИПЗ в атмосферном воздухе СЗЗ БиАЭС в период 1991–2022 гг. находятся в пределах $8,9 \cdot 10^{-7}$ – $9,1 \cdot 10^{-4}$, что на четыре–семь порядков ниже экологически безопасных уровней. Основной вклад в ИПЗ атмосферного воздуха вносит ^{60}Co .

Значения ИПЗ поверхностных вод в СЗЗ БиАЭС с 1991 по 2022 годы колеблются в пределах $3,1 \cdot 10^{-5}$ – $1,0 \cdot 10^{-2}$, что значительно ниже экологически безопасного уровня.

ФГУП «ПО «Маяк»

Радиоэкологическая база данных (РЭБД) включает результаты многолетнего радиационного мониторинга в СЗЗ содержания техногенных радионуклидов в приземном слое атмосферы, атмосферных выпадениях, почве, воде р. Теча и промышленных водоемов предприятия, донных отложениях, гидробионтах, растительности, местных пищевых продуктов, а также среднегодовые значения МАЭД.

Расчетные значения ИПЗ атмосферного воздуха по данным наблюдений в 2011–2023 гг. изменялись в диапазоне $1 \cdot 10^{-4}$ – $1,3 \cdot 10^{-3}$, что значительно ниже экологически безопасного уровня. Основной вклад в ИПЗ атмосферного воздуха вносили ^{90}Sr , ^{137}Cs и изотопы Рu. За исключением непосредственно самих хранилищ ЖРО значения ИПЗ поверхностных вод в районе расположения ФГУП «ПО «Маяк» не превышали экологически безопасного уровня.

Расчетные значения ИПЗ в почве по данным мониторинга за содержанием ^{90}Sr , ^{137}Cs и ^{239}Pu в районе размещения пункта долговременного хранения радиоактивных отходов «ТРО-ОНИС» также значительно ниже экологически безопасного уровня.

В целом, за исключением отдельных участков территории СЗЗ загрязненных в результате прошлой деятельности (пойма в верховьях Течи, участки территории вблизи водоемов «Старое болото» и «Карачай») ИПЗ почвы в СЗЗ ФГУП «ПО «Маяк» не превышает экологически безопасного уровня.

Сибирский химический комбинат

Радиоэкологическая база данных включает результаты многолетнего мониторинга в СЗЗ содержания техногенных радионуклидов в водных объектах, почве, атмосферном воздухе, биоте, а также среднегодовые и максимальные значения МАЭД. Радионуклидный состав базы включает широкий перечень радиоизотопов, среди которых более 100 раз встречаются записи для ^{239}Np , ^{24}Na , ^{76}As , ^{137}Cs , ^{99}Mo , ^{226}Ra , ^{60}Co , ^{51}Cr , ^{152}Eu .

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Расчетные значения ИПЗ атмосферного воздуха в СЗЗ СХК по данным наблюдений в 2015–2023 гг. изменялись в диапазоне $6,4 \cdot 10^{-7}$ – $1,3 \cdot 10^{-6}$, что значительно ниже экологически безопасного уровня.

Значения ИПЗ почвы в СЗЗ СХК в период с 2000 г. по 2022 г. по данным многолетнего мониторинга (2000–2022 гг.) изменялись в пределах, $1,6 \cdot 10^{-2}$ – $2,3 \cdot 10^{-1}$, т.е. были на один–два порядка величины ниже экологически безопасного уровня.

Значения ИПЗ поверхностных вод и донных отложений также были ниже экологически безопасного уровня. Основной вклад в ИПЗ донных отложений р. Ромашка вносили ^{241}Am и ^{226}Ra .

Горно-химический комбинат

Радиоэкологическая база данных содержит результаты многолетнего радиационного мониторинга атмосферного воздуха, снега, воды, донных отложений, почвы, биоты в СЗЗ ГХК и точках для контроля фона, а также среднегодовые и максимальные значения МАЭД, полученные в результате маршрутных обследований и работы постов контроля АСКРО ГХК в СЗЗ комбината, включая полигон «Северный».

Расчетные значения ИПЗ атмосферного воздуха в СЗЗ ГХК по данным мониторинга в 2000–2023 гг. варьировали от $4,0 \cdot 10^{-5}$ до $5,5 \cdot 10^{-2}$, что на два–пять порядков ниже величины экологически безопасного уровня. Основной вклад в ИПЗ атмосферного воздуха в СЗЗ ГХК вносили изотопы плутония, ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{90}Sr .

ИПЗ почвы по данным наблюдений в 2000–2023 гг. находилось в пределах $2,1 \cdot 10^{-3}$ – $3,7 \cdot 10^{-3}$, что на три порядка величины ниже экологически безопасного уровня. Заметных флуктуаций в многолетней динамике загрязнения почвы в СЗЗ ГХК не прослеживается. Основной вклад в ИПЗ почвы вносит ^{137}Cs .

Значения ИПЗ реки Енисей в СЗЗ ГХК изменялись в пределах от $3,4 \cdot 10^{-4}$ до $6,2 \cdot 10^{-1}$. В многолетней динамике ИПЗ наблюдается значительное снижение во времени, связанное с остановкой последнего ядерного реактора в 2010 году.

Основной вклад в ИПЗ р. Енисей в период до остановки реакторов вносили главным образом короткоживущие радионуклиды ^{24}Na , ^{32}P , ^{51}Cr , ^{76}As , ^{140}Ba , ^{239}Np , в период с 2012 года – ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{152}Eu , ^{144}Ce , ^{106}Ru , ^{137}Cs .

Современные значения ИПЗ в ручьях СЗЗ ГХК на три–четыре порядка ниже экологически безопасного уровня (рис. 3). Наиболее значимыми радионуклидами, обуславливающими загрязнение ручьев в СЗЗ ГХК, являются ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{90}Sr .

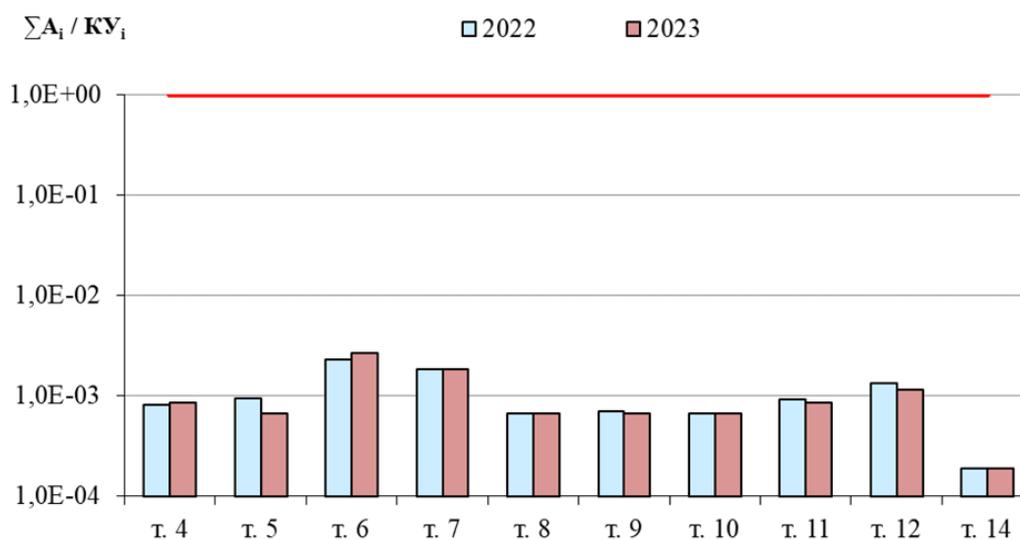


Рис. 3 - Распределение интегрального показателя загрязнения ручьев в СЗЗ ГХК в 2022 и 2023 гг.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Заключение

Согласно расчетным оценкам, выполненным по данным многолетнего мониторинга районов расположения рассмотренных объектов использования атомной энергии значение ИПЗ значительно ниже единицы для всех компонент природной среды СЗЗ (атмосферный воздух, водные объекты, почва), что свидетельствует о не превышении экологически безопасных уровней облучения, представленных в Рекомендациях Росгидромета Минприроды России Р 52.18.820–2015 и публикациях МКРЗ.

Отметим, что представленные в данной работе оценки ИПЗ являются консервативными, поскольку основаны на данных, связанных не только с потенциальными утечками радионуклидов из хранилищ РАО, но и в целом с деятельностью рассматриваемых объектов использования атомной энергии. Выбор такого способа оценки позволяет не допустить занижения влияния хранилищ РАО на радиоэкологическую обстановку в районе ОИАЭ. В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ при малых уровнях радиационного риска можно вполне ограничиться таким консервативным анализом, без чрезмерного усложнения оценки потенциального влияния хранилищ РАО на радиационную безопасность окружающей среды.

В целом радиационная обстановка в рассмотренных районах расположения хранилищ РАО стабильна. Значения контролируемых параметров радиационной обстановки ниже экологически безопасных уровней. С учетом потенциальной радиационной опасности хранилищ РАО рекомендуется продолжить проведение детального радиоэкологического мониторинга в районах их расположения с использованием современных методов и средств контроля.

Данное исследование проведено в рамках выполнения работ по договору между ИБРАЭ РАН и ФГБУ «НПО «Тайфун» Росгидромета № 1081-1/23 от 08.09.2023 «Модернизация баз данных по радиоэкологическому мониторингу в районах расположения пунктов размещения и консервации особых РАО, пунктов захоронения РАО» по ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2035 года».

ЛИТЕРАТУРА

1. IAEA – International Atomic Energy Agency. International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, IAEA, Vienna, 2014. – 438 p.
2. Рекомендации Росгидромета Р 52.18.923–2022. Порядок оценки риска от радиоактивного загрязнения окружающей среды по данным мониторинга радиационной обстановки. Утв. Росгидрометом Минприроды России 26.12.2022 г. Обнинск, 2023. – 28 с.
3. Рекомендации Росгидромета Р 52.18.820–2015. Оценка радиационно-экологического воздействия на объекты природной среды по данным мониторинга радиационной обстановки. Утв. Росгидрометом Минприроды России 17.04.2015 г. Обнинск, 2015. – 64 с.
4. ICRP – International Commission on Radiological Protection. Publication 108. Environmental protection: the concept and use of reference animals and plants. Ann. ICRP 38(4–6), 2008. – 251 p.
5. Рекомендации Росгидромета Р 52.18.853–2016. Порядок расчета контрольных уровней содержания радионуклидов в пресной воде и почве. Утв. Росгидрометом Минприроды России 17.08.2016 г. / В сборнике: Порядок расчета контрольных уровней содержания радионуклидов в объектах природной среды. Обнинск, 2016. – С.29–55.
6. Рекомендации Росгидромета Р 52.18.913–2021. Порядок расчета контрольных уровней содержания радионуклидов в атмосферном воздухе. Утв. Росгидрометом Минприроды России 23.08.2021 г. Обнинск, 2021. – 50 с.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

МОНИТОРИНГ И ПРОГНОЗ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ В ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ

М. И. Герменчук

*Международный государственный экологический институт
им. А. Д. Сахарова БГУ, Минск, Республика Беларусь
эл. почта: margermen@gmail.com*

Для Республики Беларусь наиболее значимой радиоэкологической проблемой, оказывающей негативное долгосрочное воздействие на человека и окружающую среду, является радиоактивное загрязнение окружающей среды за счет трансграничного переноса радионуклидов вследствие аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 году [1, 2].

В настоящее время система радиационного мониторинга (system of environmental radiation monitoring – SERM) обеспечивает достижение своих системных целей – оценку и прогноз радиационной обстановки на территории Республики Беларусь с учетом идентифицированных радиоэкологических угроз и рисков, в числе которых Белорусская АЭС. Однако эффективность самой системы снижается из-за нарастающей избыточности пунктов наблюдений, особенно на территориях, которые имеют благоприятный прогноз по радиоактивному загрязнению и недостаточности пунктов наблюдений за вторичными источниками радиоактивного загрязнения в почвах/грунтах и поверхностных водах, возникающих за счет миграции радионуклидов. Таким образом, в сфере обеспечения радиационной безопасности (далее – ОРБ) возникает проблема, обусловленная отсутствием научно обоснованных методов оценки эффективности системы радиационного мониторинга в различных типах ситуаций облучения.

С точки зрения системного подхода, анализ современного состояния ОРБ приводит к выводу, что в настоящее время в проблемосодержащей области (самой ОРБ) постоянно возникают проблемные ситуации, источниками которых являются изменения во внешней и внутренней средах SERM, а сами ситуации определяются двумя основными методологическими проблемами, которые взаимосвязаны между собой и должны решаться комплексно.

Первая проблема формирует «радиоэкологическую» проблемную ситуацию и состоит в том, что современные научные подходы расширили понимание объекта защиты от только «человека (население и персонал), настоящих и будущих поколений», как этого ранее требовал Закон Республики Беларусь «О радиационной безопасности человека» (1998 г.) до «человека (население и персонал) и объектов окружающей среды», как этого требует в настоящее время Закон Республики Беларусь «О радиационной безопасности» (2019 г.).

Ко второй проблеме относится отсутствие научно обоснованных методов оценки эффективности системы радиационного мониторинга, выраженных в виде количественных и качественных критериев, учитывая тот факт, что радиационный мониторинг является сложной информационно-технической системой, имеющей как научно-техническую, так и социальную, в том числе экономическую, составляющую [3, 4].

Решение первой проблемы в основном лежит в сфере радиоэкологии и требует новых методологических подходов для формирования новой научно-организационной модели радиационного мониторинга как инструмента управления рисками в сфере ОРБ.

Вторая проблема формирует «системную» проблемную ситуацию, решение которой выходит за рамки радиоэкологии и требует разработки основ научной теории системы радиационного мониторинга с использованием возможностей, которые

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

предоставляет общая теория систем (далее – ОТС), теория управления системами, методы системного анализа и теоретико-множественного подхода.

Кроме того, возникает «типологическая» проблемная ситуация, которая заключается в том, что система радиационного мониторинга имеет специфические характеристики и свойства, содержит типологически несходные части (материальную и виртуальную, живую и неживую, естественно-техническую и социальную) которые затрудняют теоретическое обоснование функционирования самой SERM и практическую реализацию задач ОРБ [3]. Для разрешения «типологической» проблемной ситуации, помимо ОТС и системного анализа, необходимо применение принципа структурных изоморфизмов.

Методологические основы для решения радиоэкологической проблемной ситуации представлены в виде современной парадигмы самой радиоэкологии: «В настоящее время в связи с широким поступлением радиоактивных изотопов в окружающую среду, обуславливающих возникновение аварийных и существующих ситуаций облучения, значение приобретает не только прямое воздействие на биоту и накопление в ней радионуклидов, но и их вовлечение в геохимический трансфер вещества в биосфере, что создает предпосылки к созданию новых источников радиоактивного загрязнения в биосфере и приводит к дополнительному облучению объектов окружающей среды и человека» [2].

Теоретические основы удовлетворительного научного разрешения системной и типологической проблемных ситуаций состоят в предположении, что SERM, как система в строгом смысле, подчиняется общесистемным законам, имеет заданные системные цели, свойства и характеристики, которые описываются специально разработанными логико-математическим аппаратом, SERM определяется в n – мерном фазовом пространстве состояний, среди которых состояния функционирования, сохранения и развития являются обязательными.

Предложенные методы позволяют выявить, исследовать и формализовать взаимосвязи между типологически несходными характеристиками системы (денотатами системы) в виде существенных связей системы (функторами системы), оценить значимость прямых и обратных связей в системе для достижения и поддержания ее эффективности, а также создать теоретические основы оценки эффективности системы радиационного мониторинга при различных составах радиоэкологических угроз и рисков и ситуаций облучения.

Для дальнейшего построения теории возможно определить семь основных постулатов:

Постулат I: основной системной целью SERM является обеспечение радиационной безопасности человека и окружающей среды при оптимальном использовании доступных ресурсов. Эта цель может быть достигнута путем обеспечения эффективности (устойчивости) системы при существующих и потенциальных угрозах и рисках в сфере ОРБ и разнонаправленных тенденциях во внешней и внутренней средах.

Постулат II: система радиационного мониторинга включает в себя материальную и виртуальную, научно – техническую и социальную части, то есть, SERM дуалистична по своей природе и является типологически неоднородной.

Постулат III: система радиационного мониторинга имеет две среды: внешнюю и внутреннюю, причем и внутренняя и внешняя среда имеют как материальную, так и виртуальную составляющую SERM.

Постулат IV: Биосфера и техносфера определяет процессы переноса вещества и энергии в материальной составляющей SERM.

Постулат V: Информационная сфера определяет процессы формирования информационных потоков и потребностей в виртуальной составляющей SERM.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Постулат VI: Угрозы, риски в сфере ОПБ, их динамика, а также процессы внутри самой SERM, определяют состояние системы радиационного мониторинга окружающей среды.

Постулат VII: сама SERM, процессы, протекающие в ней, ее внешняя и внутренняя среды обладают свойством неравновесности и необратимости.

Основная гипотеза для построения научных основ теории SERM представлена в виде комплекса шести рабочих гипотез:

SERM есть многоуровневая большая диссипативная иерархическая n -мерная система, которая входит в различные надсистемы и содержит различные подсистемы и элементы (множества и подмножества).

SERM является неравновесной и динамически изменяется во времени, причем эти изменения обуславливают ее рекурсивный характер.

Устойчивость SERM (в строгом смысле) определяет ее эффективность.

Существует связь между типологически несходными составляющими SERM, и эта связь может быть описана исходя из принципа структурных изоморфизмов.

Существование множеств угроз и рисков $\{T\}$, информационных потребностей $\{N\}$ и параметров радиационного мониторинга $\{P\}$ является необходимым и достаточным условиями существования системы радиационного мониторинга окружающей среды.

SERM определяется в фазовом пространстве состояний системы.

SERM, как любая система, может находиться в одном из 3-х состояний (функционирования, сохранения и развития), при этом, в терминах вербального подхода, в состоянии функционирования система обеспечивает достижение своих системных целей и является «устойчивой / эффективной». В терминах теоретико-множественного подхода, система в состоянии функционирования есть эффективная система как «множество (множества) правильных решений R » в сфере ОПБ.

В состоянии сохранения SERM сохраняет характеристики предыдущего рекурсивного цикла (только один раз – начального цикла) и может утратить свою устойчивость из-за изменений во внешней и (или) внутренней средах, не обеспечивает радиационную безопасность в изменившихся условиях и перестает быть эффективной. При этом утверждение, что «SERM есть множество правильных решений» становится ложным.

Соответственно, система из состояния сохранения через состояние развития может измениться и перейти в состояние функционирования, но уже на следующем цикле, при этом утверждение, что «система есть множество правильных решений» вновь становится истинным. Обратим внимание, что переход в состояние развития и далее в состояние функционирования требует дополнительного притока энергии, что в общем случае предполагает увеличение негэнтропии системы.

С точки зрения оценки эффективности на вербальном уровне можно утверждать, что система является эффективной в том случае, когда она находится в состоянии функционирования, является устойчивой и обеспечивает достижение заданных системных целей.

Определение состояния функционирования: SERM находится в состоянии функционирования, если существует такое семейство объектов состояний, что будущие значения любых выходных величин системы определяются исключительно состоянием системы в предшествующий момент времени и входными сигналами (воздействиями) на рассматриваемом отрезке времени. При этом будущие значения выходных величин формируют множества правильных решений, мощность которого больше или равна мощности множества значимых входных сигналов (воздействий, стимулов).

Определение состояния сохранения: SERM находится в состоянии сохранения, если по прошествии некоторого начального периода времени значения любой выходной величины определяются исключительно прошлыми значениями пары «вход — выход».

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

При этом будущие значения выходных величин не создают множеств правильных решений.

Состояние SERM можно описать как движение в абстрактном n -мерном фазовом пространстве состояний, примем, что « n -мерное фазовое пространство» представляет собой некую абстракцию высшего уровня (A_0). При этом нет запрета на ограничение метрики фазового пространства, иными словами, n может быть сколь угодно большим.

В фазовом пространстве состояний SERM по определению существует хотя бы одно верное (правильное) решение в сфере ОРБ. Исходя из этого, можно утверждать, что в n -мерном фазовом пространстве существуют некие области (компактные пространства), назовем их аттракторы (Att), которым предписаны свойства, важные для системы.

Примем, что аттрактор (Att) – область (компактное пространство/подпространство) в n -мерном фазовом пространстве состояний системы, где обеспечено достижение и поддержание системных целей SERM, при этом поведение системы в фазовом n -мерном пространстве описывает некая результирующая функция F , формирующая через существенные связи/отношения/функторы/функции множество реакций $\{R\}$ системы, содержащее подмножество правильных решений $\{R''\}$.

Результирующая функция F определяется в n -мерном фазовом пространстве. На вербальном уровне можно утверждать, что в качестве области определения результирующей функции F выбраны денотаты, которые впоследствии рассматриваются как абстракции разного уровня, в качестве кообласти – состояния системы.

Учитывая постулаты IV, V и VII, а также рабочую гипотезу V, примем, что в составе n -мерной области определения результирующей функции F в качестве денотатов существуют отдельные абстракции, в том числе:

T – множества угроз и рисков (Threats) в сфере радиационной безопасности;

N – множества информационных потребностей (Needs);

P – множества параметров радиационного мониторинга (Parameters).

Как указано выше, в терминах теории множеств и ОТС можно предположить, что в фазовом пространстве существуют некие области (компактные пространства) A'' , где ее характеристики соответствуют состоянию функционирования. Следует отметить, что в этом случае система может находиться в компактном пространстве радиусом ε , то есть, флуктуирует внутри некоего аттрактора Att .

С этой точки зрения, поведение системы можно представить как движение в некой области абстрактного фазового пространства к аттрактору Att , где обеспечено достижение системных целей в выбранном рекурсивном цикле.

Принимая такой подход, можно описать некоторое компактное пространство (подпространство) A'' , которое содержит множество правильных решений – реакций в сфере радиационной безопасности $\{R''\}$, причем размеры такого компактного пространства в общем виде выглядят как

$$Att \pm \varepsilon \tag{1}$$

где ε некая величина, которая определяет размер компактного пространства, в котором состояние системы можно оценить как состояние функционирования в случае, если

$$\{R''\} \in Att \pm \varepsilon \tag{2}$$

Еще раз обратимся к пониманию сущности «некой величины ε ». С одной стороны, формально эта величина может и должна присутствовать в рассмотрении, исходя из определения понятия аттрактор Att , при этом величина ε может быть сколь угодно малой. С другой стороны, наличие ε , отличной от нуля, позволяет формализовать представленное

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Постулатом VII свойство неравновесности SERM. Также отметим, что применение ε в виде оценки ее величины может быть использована как теоретический базис для последующих оценок вероятности состояний системы.

Введем абстракцию первого уровня A1, определив интуитивно метрику этого пространства как $n_i = 3$, при этом обязательным является требование

$$n_i \leq n \quad (3)$$

Введенная таким образом абстракция A1 описывает фазовое пространство, которое имеет три измерения, а выполнение требования (3) позволяет последовательно соблюсти математическую строгость построения предположений и выводов.

Следующим шагом после введения абстракций становится введение конструктивных элементов. В качестве конструктивных элементов, заменяющих денотаты, принадлежащие абстракции A1, примем угрозы, риски, информационные потребности и параметры радиационного мониторинга, которые в терминах теоретико-множественного подхода определены как множества $\{T\}$, $\{N\}$ и $\{P\}$. В качестве конструктивных элементов для функторов будем использовать существенные связи в системе (important links of system – ILS).

Используя предлагаемое определение понятия интегративность системы (Intgr) как обязательное атрибутивное свойство самой SERM, которое предписывает системе в целом наличие свойств, которые могут отсутствовать у ее отдельных элементов или подсистем, можно утверждать, что с точки зрения холического подхода, эта характеристика позволяет формализовать оценку эффективности SERM.

В формализованном виде в терминах формальных логических систем интегративность Intgr можно описать в общем виде:

$$\text{Intgr} = \prod_{i=1}^n (\text{ILSRC} \wedge \text{ILS RC-1})_i \quad (4)$$

где:

\prod – оператор произведения;

i – единичная существенная связь;

n – количество существенных связей в предыдущем цикле RC-1.

В данном случае конъюнкция или логическое «и» означает следующее: если хотя бы одна из существенных связей утрачена, то есть некая $\text{ILS}_i = 0$, система утратит свою интегративность ($\text{Intgr} = 0$), и это означает, что система находится в состоянии сохранения. Соответственно, интегративность системы в состоянии функционирования $\text{Intgr} = 1$, то есть каждому элементу множеств $\{T\}$ и $\{N\}$ соответствует хотя бы один элемент множества $\{P\}$, система обеспечивает достижение своих системных целей.

Эффективная SERM должна обладать следующими характеристиками:

Устойчивость/эффективность (вербальное определение): устойчивость /эффективность означает, что на протяжении некоторого отрезка времени система радиационного мониторинга окружающей среды находится в состоянии функционирования, иными словами, обеспечивает достижение и выполнение системных целей (обеспечения радиационной безопасности при оптимальном использовании доступных ресурсов), то есть является эффективной.

Устойчивая/эффективная система (формализованное определение): – это SERM, которая находится в компактном подпространстве $\text{Att} \pm \varepsilon$ (классическом аттракторе) n -

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

мерного фазового пространства состояний системы радиационного мониторинга, где обеспечено достижение системных целей, при этом $Intgr=1$.

Таким образом, предложены теоретические основы для решения важнейшей задачи радиозащиты и ОРБ – оценки эффективной системы мониторинга и прогноза радиационной обстановки в окружающей среде.

ЛИТЕРАТУРА

1. Сазыкина Т.Г., Крышев А.И., Крышев И.И. Моделирование радиозащитных процессов в окружающей среде. М.: ООО “Маска”, 2022. 638 с.
2. Герменчук М.Г. Современная парадигма радиозащиты и система радиационного мониторинга окружающей среды. Журнал Белорусского государственного университета. Экология. 2020; 2:26-35
3. Згорелик С.Л., Марков Я.Г., Чернышкова М.А. Мониторинг сложных систем на основе феноменологической модели // Современные наукоемкие технологии. – 2016. – № 2-1. – С. 13-18; URL: <https://top-technologies.ru/ru/article/view?id=35563> (дата обращения: 10.03.2025)

РАДИАЦИОННОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ НА НАСЕЛЕНИЕ ЗА СЧЕТ ВЫБРОСОВ В НАЧАЛЬНЫЙ ПЕРИОД РЕМОНТНЫХ РАБОТ НА АЭС

М. Е. Васянович¹, А. И. Крышев², И. А. Капустин³

¹ *Институт промышленной экологии. УрО РАН, Екатеринбург, Россия*

² *НПО «Тайфун», РФ, Обнинск, Россия*

³ *РТУ-МИРАЭ, Москва, Россия*

эл. почта: vasyanovich_maks@mail.ru

Поступление радиоактивных веществ в атмосферный воздух при штатной работе АЭС может происходить не только на номинальной мощности энергоблоков, но и в период планово-предупредительного ремонта и реализуется в виде краткосрочного выброса. Количественный и качественный состав выброса, а также условия рассеивания примесей в атмосферном воздухе в момент его поступления, могут существенно отличаться от среднегодовых [1]. При этом должна соблюдаться дозовая квота облучения населения, которая составляет 200 мкЗв для действующих АЭС и 50 мкЗв – для строящихся. Решением данной задачи может быть расчёт радиационного воздействия на население как сумма доз от краткосрочного выброса в период планово-предупредительного ремонта и от непрерывного выброса при работе энергоблоков АЭС на номинальной мощности [1]. Существующие методологии расчета годовой эффективной дозы от краткосрочных и непрерывных выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух различаются [2, 3].

За последние 10 лет был разработан и успешно реализован общий методологический подход к проведению радиационно-технического обследования источников выбросов радиоактивных веществ АЭС в атмосферный воздух, который позволяет определить и обосновать перечень радионуклидов в выбросах российских АЭС необходимый для контроля [4, 5].

Результаты штатного радиационного контроля и опыт проведения радиационно-технического обследования позволяют утверждать, что при работе энергоблоков на номинальной мощности и требуемой эффективности системы спецгазоочистки для водородных реакторных установок выбросы распределяются равномерно в течение года, как

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

по активности, так и по радионуклидному составу [6, 7]. В ранее опубликованных работах автора показано, что годовая эффективная доза от выброса радиоактивных веществ Балаковской АЭС представлена в целом для всех нормируемых источников выбросов: вентиляционные трубы 1,2,3,4-го энергоблоков, спецкорпуса и брызгальных бассейнов. Также стоит отметить, что дозы в районе расположения Балаковской АЭС на население более чем на 90% обусловлена выбросов трития из брызгальных бассейнов.

Нормальная эксплуатация ядерно-энергетической установки любой АЭС подразумевает под собой периодическую остановку для проведения ремонтных работ. Для уточнения перечня радионуклидов, формирующих 99 % годовой эффективной дозы на население от выбросов АЭС и корректной оценки самой величины дозы, необходимо проведение радиационно-технического обследования не только во время работы энергоблока на номинальной мощности, но и в период планово-предупредительного ремонта, когда происходит дегазация и дренирование теплоносителя, а также разуплотнение технологического оборудования.

Отсутствие литературных данных о радиационном воздействии на население от неаварийного краткосрочного выброса с энергоблоков российских АЭС в период планово-предупредительного ремонта позволило сформулировать цель представленного исследования, которая заключается в получении новых экспериментальных данных о количественном и качественном составе выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух при проведении ремонтных работ на примере № 3 Балаковской АЭС (ВВЭР-1000). Эти данные используются для расчета дозы облучения населения от краткосрочного выброса в период планово-предупредительного ремонта и ее сопоставления с годовой дозой облучения населения от выбросов с энергоблока №3 Балаковской АЭС в 2022 г., когда ремонт на этом энергоблоке не проводился.

Поступление радиоактивных веществ в атмосферный воздух с энергоблока №3 Балаковской АЭС на номинальной электрической мощности выполняется через основную (внутреннюю) вентиляционную трубу высотой 100 м со среднегодовым расходом воздуха – $7,1 \cdot 10^4 \text{ м}^3/\text{ч}$.

Радиационно-техническое обследование на энергоблоке №3 Балаковской АЭС проводилось в период с 8 по 15 августа 2024 г. Энергоблок был остановлен к 06:00 10-ого августа 2024 г. При выполнении ремонтных работ выброс радиоактивных веществ производится из дополнительной (внешней) вентиляционной трубы той же высоты, со средним значением расхода воздуха $6 \cdot 10^4 \text{ м}^3/\text{ч}$.

Реакторы типа ВВЭР-1000 имеют герметическую оболочку (гермообъем). После остановки энергоблока перед технологическими операциями гермообъем выдерживают в течение 1-2 суток для снижения температуры теплоносителя и затем выполняют процедуры дегазации и дренирование теплоносителя, разуплотнение технологического оборудования. Данные манипуляции приводят к краткосрочным изменениям количественного и качественного состава выброса газовой смеси в атмосферный воздух.

Радионуклидный состав выброса и его динамика исследовались в течение переходного процесса от номинальной работы энергоблока на мощности до вскрытия и разуплотнения гермообъема. Для проведения радиационно-технического обследования газовой смеси выбросов в период планово-предупредительного ремонта использовались мобильные технические средства для концентрирования активности в виде аэрозольных частиц и газов. Набор аналитических фильтрующих и сорбционно-фильтрующих материалов позволял выполнить отбор радионуклидов в виде аэрозольных частиц, летучих соединений щелочных металлов и радиойода. Концентрирование газовой смеси в стальном сосуде под избыточным давлением позволяло измерить количественный и качественный состав инертных радиоактивных газов. Коллекторы с узлом каталитического окисления и последовательным расположением барботеров позволяли

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

производить отбор проб углерода-14 и трития в форме НТО. Детальное описание процедуры и технических характеристик пробоотборных установок приведено в публикациях [5 - 7].

Расчет годовой эффективной дозы облучения населения от краткосрочного выброса в период планово-предупредительного ремонта D_a , Зв, рассчитана по формуле

$$D_a = \sum_i \Psi_{a,i} \cdot Q_{a,i}, \quad (1)$$

где $\Psi_{a,i}$ – функция дозового перехода для краткосрочного выброса i -го радионуклида, Зв/Бк; $Q_{a,i}$ – выброс i -го радионуклида за весь период планово-предупредительного ремонта по данным измерений, Бк. При расчете $\Psi_{a,i}$ учитывалось внешнее облучение населения от радиоактивного облака и выпадений на почву, внутреннее облучение от вдыхания радионуклидов и потребления продуктов питания. Метод расчета функции дозового перехода $\Psi_{a,i}$ и значения параметров для Балаковской АЭС приведены в методике [1].

Расчет годовой эффективной дозы облучения населения D_m , Зв, от выброса с энергоблока №3 Балаковской АЭС в 2022 г., когда планово-предупредительного ремонта на нем не проводился, рассчитана по формуле

$$D_m = \sum_i \Psi_{m,i} \cdot Q_{m,i}, \quad (2)$$

где $\Psi_{m,i}$ – функция дозового перехода для постоянного и равномерного годового выброса i -го радионуклида, Зв/Бк; $Q_{m,i}$ – годовой выброс i -го радионуклида по данным штатного контроля Балаковской АЭС, Бк/год. Метод расчета функции дозового перехода $\Psi_{m,i}$ и значения параметров для Балаковской АЭС приведены в методике [1]. Значения $Q_{m,i}$ для радионуклидов, подлежащих в 2022 г. нормированию и контролю в выбросе из вентиляционной трубы энергоблока №3 Балаковской АЭС, приведены в таблице 1.

Таблица 1 - Выброс радионуклидов с энергоблока №3 Балаковской АЭС в 2022 г. по данным штатного радиационного контроля, Бк/год

Радионуклид	Выброс
^3H	$2,03 \cdot 10^{10}$
^{14}C	$1,53 \cdot 10^7$
^{41}Ar	$1,16 \cdot 10^{10}$
^{60}Co	$4,60 \cdot 10^4$
^{87}Kr	$1,59 \cdot 10^{10}$
^{88}Kr	$1,28 \cdot 10^{10}$
^{131}I	$1,50 \cdot 10^4$
^{134}Cs	$1,40 \cdot 10^4$
^{137}Cs	$3,00 \cdot 10^4$
^{135}Xe	$1,30 \cdot 10^{10}$
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	$1,19 \cdot 10^{10}$
^{138}Xe	$1,60 \cdot 10^{10}$

Порядок расчета величин $\Psi_{a,i}$ и $\Psi_{m,i}$ для ^3H и ^{14}C , с учетом потребления населением продуктов питания местного производства описан в методике [1] и детально обсужден в публикациях [8, 9].

Результаты определения радионуклидного состава и активности выброса с энергоблока №3 Балаковской АЭС за период начала проведения ремонтных работ с 9 по 14 августа 2022 г. приведены в таблице 2.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Таблица 2 - Выброс радионуклидов с энергоблока №3 Балаковской АЭС при проведении ремонтных работ за период 09-14.08.2024 г., Бк

Радионуклид	Выброс
^3H	$3,53 \cdot 10^{11}$
^{14}C	$5,01 \cdot 10^9$
^{24}Na	$5,44 \cdot 10^5$
^{41}Ar	$1,33 \cdot 10^{10}$
^{51}Cr	$3,89 \cdot 10^2$
^{54}Mn	$3,58 \cdot 10^3$
^{58}Co	$2,49 \cdot 10^3$
^{60}Co	$4,85 \cdot 10^4$
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	$1,5 \cdot 10^{10}$
^{87}Kr	$3,22 \cdot 10^9$
^{88}Kr	$1,82 \cdot 10^{10}$
^{95}Nb	$2,96 \cdot 10^3$
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	$7,4 \cdot 10^3$
^{124}Sb	$3,9 \cdot 10^2$
^{131}I	$1,23 \cdot 10^5$
^{134}Cs	$9,93 \cdot 10^3$
^{137}Cs	$9,56 \cdot 10^3$
^{133}Xe	$2,1 \cdot 10^{12}$
$^{133\text{m}}\text{Xe}$	$2,47 \cdot 10^{10}$
^{135}Xe	$2,39 \cdot 10^{11}$

Как видно из таблиц 1 и 2, активность ^3H , ^{14}C , ^{131}I и инертных радиоактивных газов, поступившая в атмосферный воздух в период начала проведения планово-предупредительного ремонта на 1 – 2 порядка величины превышает выброс за весь 2022 год, когда ремонт на этом энергоблоке не проводился. Наибольшее значение активности в выбросе при планово-предупредительного ремонта обнаружено для ^{133}Xe , который по данным инвентаризации источника выброса, выполненной в период времени, когда планово-предупредительного ремонта не проводился, вообще не попал в перечень радионуклидов, подлежащих нормированию и контролю для этого источника [10].

На рисунке 1 показана динамика активности ^3H , ^{14}C , ^{131}I и инертных радиоактивных газов и радиоактивных аэрозольных частиц в выбросе по дням с начала проведения ремонтных работ. Суммарное значение активности инертных радиоактивных газов в выбросе ожидаемо имеет тренд к снижению, поскольку короткоживущие изотопы аргона, криптона и ксенона распадаются в течение первых 12-18 часов после останова реакторной установки или удаляются в атмосферный воздух. Активность выброса инертных радиоактивных газов в начальный период планово-предупредительного ремонта обусловлена, в основном, присутствием ^{133}Xe из-за его относительно большого периода полураспада (5,3 сут).

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

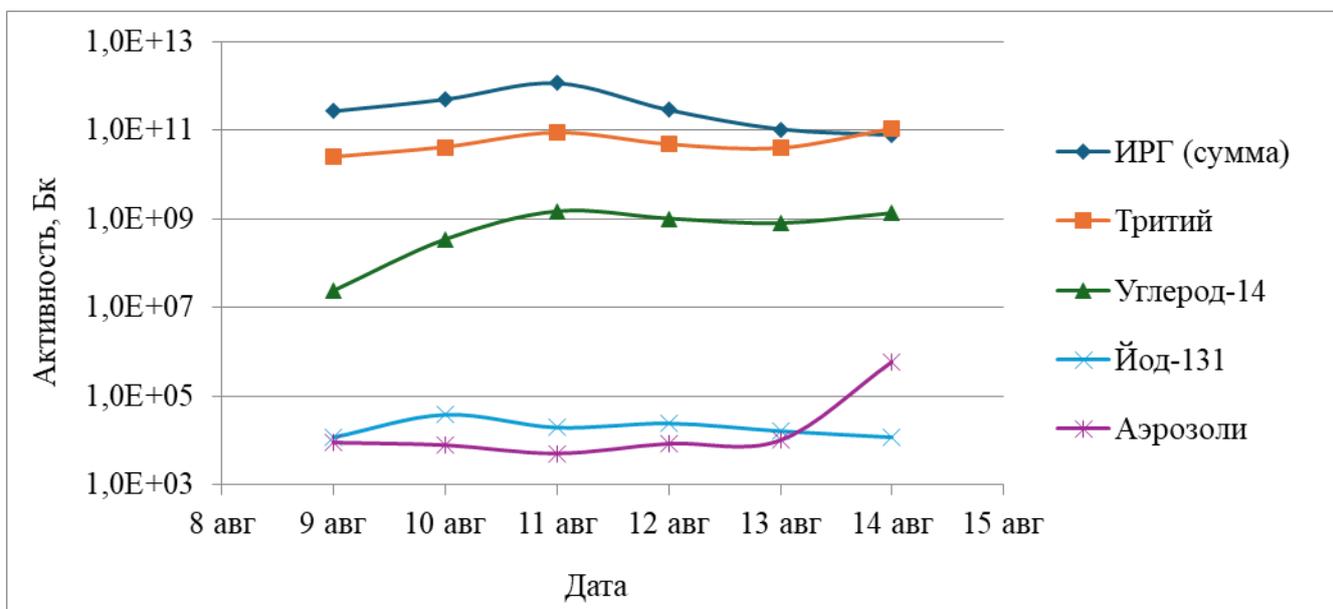


Рис. 1 - Динамика выброса радионуклидов при проведении ремонтных работ на энергоблоке №3 Балаковской АЭС в период 09-14.08.2024 г.

После выдержки реакторной установки в течение 24 часов для снижения температуры теплоносителя с 350 до 90 °С начинается процедура дегазации, дренирования теплоносителя и разуплотнения технологического оборудования в гермообъеме, которая приводит к постепенному увеличению активности ^3H и ^{14}C в выбросах энергоблока. В этот период также возможен рост активности в выбросах для аэрозольных частиц, состав которых впоследствии может зависеть от технологических ремонтных работ с элементами металлоконструкций энергоблоков.

Значения функций дозового перехода $\Psi_{a,i}$ и $\Psi_{m,i}$, для краткосрочного и постоянного выброса радионуклидов из вентиляционной трубы энергоблока №3 Балаковской АЭС представлены в таблице 3.

Таблица 3 - Расчетные значения функций дозового перехода для краткосрочного и постоянного выброса, Зв/Бк

Радионуклид	$\Psi_{a,i}$	$\Psi_{m,i}$
^3H	$3,51 \cdot 10^{-20}$	$1,61 \cdot 10^{-21}$
^{14}C	$8,72 \cdot 10^{-19}$	$3,99 \cdot 10^{-20}$
^{41}Ar	$1,84 \cdot 10^{-19}$	$7,99 \cdot 10^{-21}$
^{60}Co	$2,14 \cdot 10^{-15}$	$2,03 \cdot 10^{-16}$
^{87}Kr	$1,29 \cdot 10^{-19}$	$5,58 \cdot 10^{-21}$
^{88}Kr	$2,89 \cdot 10^{-19}$	$1,26 \cdot 10^{-20}$
^{131}I	$4,78 \cdot 10^{-16}$	$3,19 \cdot 10^{-18}$
^{134}Cs	$2,54 \cdot 10^{-15}$	$7,14 \cdot 10^{-17}$
^{137}Cs	$1,67 \cdot 10^{-15}$	$1,52 \cdot 10^{-16}$
^{133}Xe	$3,62 \cdot 10^{-21}$	$1,48 \cdot 10^{-22}$
^{135}Xe	$3,36 \cdot 10^{-20}$	$1,45 \cdot 10^{-21}$

Для всех рассмотренных радионуклидов значения функции дозового перехода для краткосрочного выброса выше, чем для постоянного выброса. Это обусловлено в первую

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

очередь тем, что условия рассеивания примеси для краткосрочного и постоянного среднегодового выброса рассчитываются по-разному [1]. Значение величины фактора метеорологического разбавления краткосрочного выброса в критической точке местности выше, чем в случае постоянного выброса. Кроме того, значения коэффициентов перехода радионуклидов в продукты питания для краткосрочного выброса выше, чем для постоянного выброса [2].

Расчетные значения дозы облучения населения от выброса радионуклидов с энергоблока №3 Балаковской АЭС в начальный период ремонтных работ и годовые дозы облучения населения от выброса из этого же источника за 2022 г., когда ремонт данного энергоблока не проводился представлены в таблице 4.

Таблица 4 - Эффективная доза облучения населения от выброса радионуклидов с энергоблока №3 Балаковской АЭС

Радионуклид	Период ремонтных работ, 09-14.08.2024 г., 10^{-9} Зв	2022 г., 10^{-9} Зв/год
^3H	12,4	0,03
^{14}C	4,37	0,001
^{24}Na	0,16	-
^{41}Ar	2,45	0,09
^{51}Cr	<0,001	-
^{54}Mn	<0,001	-
^{58}Co	<0,001	-
^{60}Co	0,1	0,009
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	0,32	-
^{87}Kr	0,41	0,09
^{88}Kr	5,26	0,16
^{95}Nb	<0,001	-
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	0,01	-
^{124}Sb	<0,001	-
^{131}I	0,06	<0,001
^{134}Cs	0,03	0,001
^{137}Cs	0,02	0,005
^{133}Xe	7,6	-
$^{133\text{m}}\text{Xe}$	0,09	-
^{135}Xe	8,1	0,02
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	-	0,03
^{138}Xe	-	0,12
Сумма	41,3	0,55

Примечание: - радионуклид не подлежал нормированию и контролю в выбросах из данного источника.

Таблица 4 демонстрирует, что эффективную дозу от краткосрочного выброса в начальный период ремонтных работ энергоблока формируют инертные радиоактивные газы (58 %), ^3H (30 %), ^{14}C (11 %), эффективную дозу от постоянного годового выброса формируют инертные радиоактивные газы (91 %), ^3H (6 %), радиоактивные аэрозольные частицы (3 %). Перечень радионуклидов, дающих суммарный вклад в дозу 99 %, имеет некоторые различия для краткосрочного и постоянного выброса. Анализ полученных данных радиационно-технического обследования источника выброса при проведении планово-предупредительного ремонта показывает необходимость нормирования и контроля ^{133}Xe в выбросах АЭС с ВВЭР. Радионуклидный состав выброса при планово-

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

предупредительном ремонте зависит от состава выполняемых работ. Например, технологические процедуры с металлоконструкциями (демонтаж, ремонт подвижных частей, очистка от коррозии и т.д.), могут привести к значительному увеличению суточного выброса радионуклидов активационного происхождения.

Суммарная расчетная доза облучения от краткосрочного выброса радионуклидов с энергоблока №3 Балаковской АЭС в начальный период проведения ремонтных работ составляет 0,041 мкЗв, что в 240 раз ниже минимально значимой дозы 10 мкЗв, и в 4800 раз ниже годовой дозовой квоты 200 мкЗв. При этом расчетная доза облучения населения от выброса при проведении планово-предупредительного ремонта в 75 раз выше дозы от выброса из данного источника за весь 2022 г., когда ППР на энергоблоке №3 Балаковской АЭС не проводился.

Значение активности ^3H , ^{14}C , ^{131}I и инертных радиоактивных газов, поступившей в атмосферный воздух в начальный период ремонтных работ на энергоблоке №3 Балаковской АЭС на 1 – 2 порядка величины превышает выброс из этого источника за год, когда планово-предупредительный ремонт на этом энергоблоке не проводился.

Доза облучения населения от краткосрочного выброса в период планово-предупредительного ремонта в 75 раз выше годовой дозы от постоянного равномерного выброса радионуклидов при работе энергоблока на номинальной мощности, оставаясь при этом на 3 порядка величины ниже установленной дозовой квоты.

Радионуклидный состав выброса различается во время проведения планово-предупредительного ремонта и в остальную часть года, поэтому радиационно-техническое обследование источников выбросов АЭС с целью определения перечня радионуклидов, подлежащих нормированию и контролю, необходимо выполнять как при проведении ремонтных работ, так и при работе энергоблока на номинальной электрической мощности.

ЛИТЕРАТУРА

1. АО «Концерн Росэнергоатом» – Разработка и установление нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ атомных станций в атмосферный воздух. Методика. МТ 1.1.4.02.2292-2024, Москва, 2024. – 92 С.

2. Ростехнадзор – Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы оценки и прогнозирования радиационных последствий аварий на объектах ядерного топливного цикла. РБ-134-17. Ростехнадзор, Москва, 2017. – 40 С.

3. Ростехнадзор – Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух. РБ-106-21. Ростехнадзор, Москва, 2021. – 72 С.

4. Екидин А.А., Жуковский М.В., Васянович М.Е. Идентификация основных дозообразующих радионуклидов в выбросах АЭС. Атомная энергия. – 2016. Т. 120. – Вып. 2. – С. 106 – 108.

5. Екидин А.А., Васянович М.Е., Васильев А.В. и др. Определение радионуклидного состава и оценка доз облучения населения за счет атмосферных выбросов российских АЭС. Траектория исследований – человек, природа, технологии. – 2022. Вып. № 2(2). – С. 53 – 64.

6. Vasyanovich M.E., Ekin A.A., Vasilyev A.V. et al. Determination of radionuclide composition of the Russian NPPs atmospheric releases and dose assessment to population. Journal of Environmental Radioactivity. – 2019. – V. 208–209. № 106006.

7. Vasyanovich M., Vasilyev A., Ekin A. et al. Special monitoring results for determination of radionuclide composition of Russian NPP atmospheric releases. Nuclear Engineering and Technology. – 2019. V. 51 – № 4. – P. 1176–1179.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

8. Крышев А.И., Васянович М.Е., Екидин А.А. и др. Поступление трития в атмосферу с выбросами АЭС с ВВЭР и оценка дозы облучения населения. Атомная энергия. – 2020. Т. 128. – Вып. 6. – С. 333 – 337.

9. Крышев А.И., Крышев И.И., Васянович М.Е. и др. Оценка дозы облучения населения от выброса ^{14}C АЭС с РБМК-1000 и ЭГП-6. Атомная энергия. – 2020. Т. 128. – Вып. 1. – С. 46 – 52.

10. Крышев А.И., Сазыкина Т.Г., Васянович М.Е. и др. Радионуклидный состав газообразных выбросов АЭС и оценка дозы облучения населения. Атомная энергия. – 2021. Т. 130. – Вып. 5. – С. 286 – 291.

ПРОТИВОЛУЧЕВОЙ ЭФФЕКТ ИННОВАЦИОННОЙ СХЕМЫ КОРРЕКЦИИ ОСТРОГО ЛУЧЕВОГО СИНДРОМА

Л. А. Ромодин¹, А. А. Московский^{1,2}, О. В. Никитенко^{1,3}, Т. М. Бычкова^{1,3}

¹ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия

²ФГАОУ ВО НИЯУ МИФИ, Москва, Россия

³ФГБУН ГНЦ ИМБП РАН, Москва, Россия

эл. почта: rla2904@mail.ru

Несмотря на то, что поиском эффективного и безопасного способа фармакологической коррекции лучевой болезни активно занимаются с середины XX века, считать решённой данную проблему на настоящий момент не приходится по причине высокой химической токсичности сильных радиопротекторов и низкой противолучевой активности малотоксичных природных соединений [1], относящихся к классам радиомитигаторов и радиомодуляторов [2]. По данной причине перспективным решением представляется разработка фармакологических схем смягчения острого лучевого синдрома, предполагающих использование радиозащитных веществ различных классов с различным механизмом действия, направленным на те звенья патогенеза лучевого поражения, когда механизм действия конкретного вещества способствует минимизации развития соответствующего этапа лучевой болезни.

В рамках реализации проекта Российского научного фонда № 23-24-00383 «Перспективные радиозащитные препараты при внешнем облучении» на базе ФГБУ ГНЦ ФМБЦ имени А.И. Бурназяна ФМБА России мы разработали несколько инновационных противолучевых схем, не предполагающих использования табельных радиопротекторов, одна из которых обеспечила полную выживаемость животных, подвергнутых воздействию ионизирующего излучения в летальной дозе. В данном случае за 15 минут перед облучением экспериментальным животным мы вводили фенилэфрин в дозировке 5 мг/кг, через полчаса после облучения – глутатион в дозировке 200 мг/кг, на следующий день – витамин Е в дозировке 400 мг/кг и гранулоцитарный колониестимулирующий фактор в форме пэгфилграстима в дозировке 0,5 мг/кг, который мы продолжали вводить на протяжении ряда последующих дней – на 2–4 и 7–11 сутки после облучения [3].

Эксперимент заключался в остром облучении самцов мышей ICR (CD-1) SPF-категории рентгеновским излучением в дозе 6,5 Гр при мощности дозы 85 сГр/мин, что соответствовало ЛД_{75/30}. Помимо оценки выживаемости мы проводили оценку уровня основных гематологических показателей на четвёртые сутки после облучения. Сроки введения препаратов относительно облучения и их дозировки указаны на слайде. Фенилэфрин и глутатион мы вводили внутривенно, витамин Е в форме альфа-29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

токоферола – внутрижелудочно, гранулоцитарный колониестимулирующий фактор в форме пэгфилграстима – подкожно.

Рисунок 1 иллюстрирует проведённую нами оценку влияния тестируемой схемы на вызванную облучением цитопению, а именно – тромбоцитопению, на которую она не повлияла, и на лейкопению, для которой отмечалась незначительная, если сравнивать между облучённым и виварным контролями, но всё же статистически значимая коррекция лейкопении по сравнению с облучённым контролем.

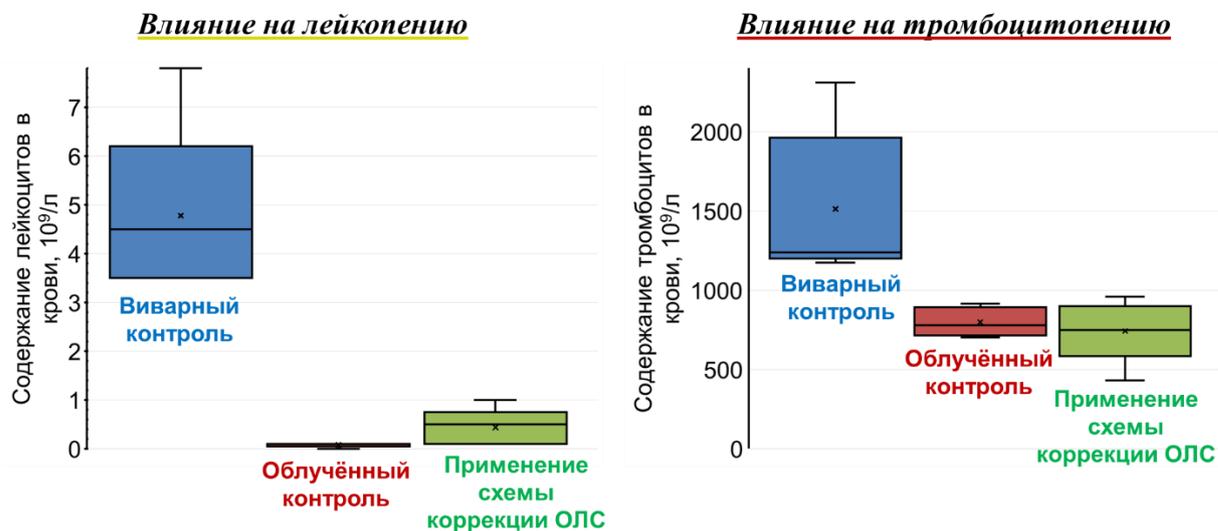


Рис. 1 - Содержание лейкоцитов (слева) и тромбоцитов (справа) в крови облучённых в дозе 6,5 Гр мышей через 4 суток после облучения

На рисунке 2 показан график смертности облучённых мышей. Видно, что разработанная нами схема обеспечила полную выживаемость животных, подвергнутых острому внешнему радиационному воздействию в летальной дозе. Примечательно, что данный эффект достигнут без использования табельных радиопротекторов: индралина, амифостина, цистамина и т.п.

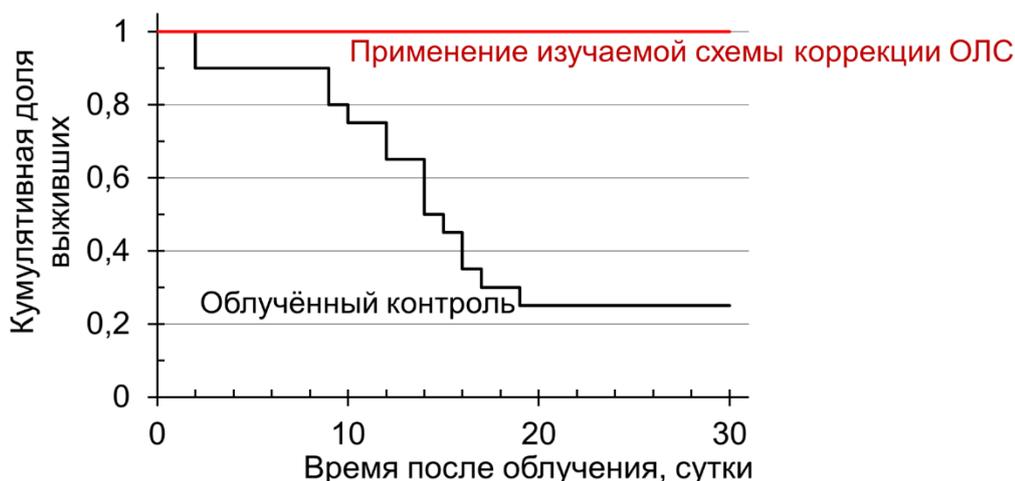


Рис. 2 - Динамика выживаемости самцов мышей ICR (CD-1) по Каплану–Майеру после воздействия рентгеновского излучения в дозе 6,5 Гр на фоне применения изучаемой схемы коррекции острого лучевого синдрома

Описанная разработанная нами комплексная схема профилактики и терапии острого лучевого синдрома обеспечивает реализацию стратегии селективной модуляции молекулярно-клеточных механизмов радиационного повреждения в сторону смягчения на 29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

различных стадиях патогенеза лучевого поражения: использование фенилэфрина, водорастворимого агониста $\alpha 1$ -адренорецепторов, до облучения обеспечивает радиопротекцию за счёт создания гипоксии в тканях, ведущей к ингибированию каскадов свободно-радикальных реакций, применение основного клеточного антиоксиданта глутатиона и способствующего восстановлению его окисленной формы витамина Е ингибируют развитие пострадиационного окислительного стресса, а применение пэгфилграстима способствует восстановлению популяции лейкоцитов, поддерживая иммунную функцию.

Ввиду перспективности указанной стратегии в будущих исследованиях целесообразно провести комплексную оценку противолучевой эффективности описанной схемы при различных режимах радиационного воздействия, включая облучение плотноионизирующим излучением, фракционированное и хроническое лучевое поражение. Также возможна замена первого, собственно радиопротекторного, компонента на сульфгидрильное соединение типа амифостина или другой радиопротектор гипоксического действия, например, индралин. Целесообразно изучение радиозащитного эффекта различных схем профилактики и лечения лучевой болезни при использовании различных экспериментальных моделей, включая крупных животных, с проведением комплексной оценки противолучевой эффективности на клеточном уровне с позиций генотоксикологии, омиксных технологий и биологии окислительного стресса.

ЛИТЕРАТУРА

1. Рождественский Л. М. Проблемы разработки отечественных противолучевых средств в кризисный период: поиск актуальных направлений развития // Радиационная биология Радиозэкология. – 2020. – 60(3) – с. 279–290.
2. Васин М. В. Противолучевые лекарственные средства. Москва: Книга-Мемуар, 2020. – 239 с.
3. Ромодин Л. А., Никитенко О. В., Бычкова Т. М., Зрилова Ю. А., Родионова Е. Д., Бочаров Д. А. Сравнительная оценка радиопротекторных свойств медного хлорофиллина, тролокса и индралина в эксперименте на мышах // Бюллетень экспериментальной биологии и медицины. – 2024. – 177(3) – с. 316–321.

ПРЕДЕЛЫ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС ПО РАДИАЦИОННЫМ ПАРАМЕТРАМ. ПРОБЛЕМЫ И РЕШЕНИЯ

А. А. Орехов, А. Д. Косов, А. С. Коротков, Д. А. Шаров

АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия

эл. почта: orekhov_aleksandr@mail.ru

Согласно федеральным нормам и правилам НП-001-15 [1] в проекте АС должны быть обоснованы пределы и условия безопасной эксплуатации, а также предусмотрены технические средства и организационные меры, направленные на предотвращение нарушения пределов и условий безопасной эксплуатации.

Пределы безопасной эксплуатации (далее - ПБЭ) определяются как установленные проектом значения технологических параметров, отклонения от которых могут привести к аварии. Выделяются ПБЭ по радиационным и по технологическим параметрам, при это нарушение ПБЭ по радиационным параметрам квалифицируется как авария.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

В настоящее время на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» с реакторами ВВЭР установлены конкретные числовые значения пределов безопасной эксплуатации по ряду радиационно-значимых параметров (таблица 1).

Таблица 1 – Действующие ПБЭ по радиационным параметрам

ПБЭ по радиационным параметрам	Численный критерий
Уровень суммарной удельной активности радионуклидов ^{131}I - ^{135}I в теплоносителе первого контура	1,85E+8 Бк/кг
Значение протечки теплоносителя из первого контура во второй по отдельным парогенераторам (ПГ)	5 кг/ч
Значение удельной активности радионуклида ^{131}I в продувочной воде ПГ	740 Бк/кг
Предельные допустимые выбросы и допустимые сбросы радиоактивных веществ - рассчитаны исходя из дозы облучения критических групп населения	50 мкЗв/год (для энергоблоков, введенных в эксплуатацию после 2003 года).

Как видно из таблицы 1, одним из ПБЭ являются предельно-допустимые выбросы АЭС, ограниченные для энергоблоков, введенных в эксплуатацию после 2003 года, критерием 50 мкЗв/год (0,05 мЗв/год). Данный ПБЭ непосредственно характеризует воздействие АЭС на население и окружающую среду. Остальные ПБЭ по радиационным параметрам характеризуют скорее технологические процессы, оказывающие воздействие на человека и окружающую среду опосредовано через систему физических защитных барьеров АЭС. При этом, активность теплоносителя первого контура контролируется лишь раз в сутки, поэтому эти ПБЭ нельзя считать оперативными.

Тем самым, несмотря на наличие в проектах АЭС установленных ПБЭ по радиационным параметрам, можно отметить следующие области улучшения контроля за соблюдением пределов и условий безопасной эксплуатации:

- обоснование ПБЭ по параметрам технологических процессов, определяющих величину выбросов РВ

- обоснование достаточности средств контроля выбросов, т.е. подтверждение, что имеющиеся технические средства радиационного контроля выбросов способны своевременно зафиксировать приближение к пределам и тем самым предотвратить нарушение ПБЭ по выбросам;

- ввод дополнительного ПБЭ по радиационным параметрам, контролируемого непрерывно и позволяющего в режиме реального времени отслеживать выбросы АЭС и своевременно информировании о приближении к установленным пределам.

С учетом требований НП-001-15, НП-004-08 и НРБ-99/2009 предлагается в качестве численного критерия для обоснования дополнительного ПБЭ по радиационным параметрам установить суточный выброс радиоактивных веществ, который может привести к решениям по мерам защиты населения (5 мЗв/год). Суточный радиоактивный выброс, способный привести к такой дозе, условно принимается за границу безопасной эксплуатации по радиационному фактору: превышение этого уровня означает приближение к аварии, требующей вмешательства.

С целью обоснования перечня контролируемых параметров проведен ретроспективный анализ выбросов АЭС с ВВЭР при нормальной эксплуатации за последние пять лет, а также возможные выбросы при проектных и запроектных авариях. Проведенный анализ показал, что в выбросе присутствует довольно широкий спектр радионуклидов, в том числе инертные радиоактивные газы (ИРГ: ^{133}Xe , ^{135}Xe и др.), йоды (^{131}I - ^{135}I) и аэрозоли (^{134}Cs , ^{137}Cs).

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Наряду с этим, анализ действующих регламентов радиационного контроля показал, что на АЭС в непрерывном режиме обеспечивается контроль объёмной активности (ОА) ИРГ, а также квазинепрерывный (1 раз в час) контроль ОА ^{131}I и суммарная оОА аэрозолей.

В связи с тем, что невозможно организовать непрерывный контроль всего перечня нормируемых радионуклидов, предлагается подход к установлению дополнительного ПБЭ по радиационным параметрам, основанный на непрерывном контроле ОА ИРГ и введении радионуклидного вектора, привязанного к ОА ИРГ.

ИРГ выбраны по нескольким причинам:

- контроль ОА ИРГ осуществляется на большинстве АЭС в непрерывном режиме;
- ИРГ присутствуют в составе выбросов как при нормальной эксплуатации, так и при радиационных авариях. Концентрация инертных газов растёт при разгерметизации твэлов (они выходят первыми), поэтому ИРГ являются чувствительным индикатором нарушения нормальной эксплуатации;
- измерение ИРГ позволяет оперативно оценивать ситуацию без сложного радиохимического анализа – остальные радионуклиды труднее измерять непрерывно. Таким образом, ИРГ могут служить своего рода «репером» (опорным показателем) текущего уровня выбросов.

Чтобы по активности ИРГ судить о выбросе других радионуклидов (йода, аэрозолей и т.д.), необходимо знать соотношение между активностями радионуклидами. Для этой цели вводится понятие радионуклидного вектора – набора коэффициентов, связывающих активность каждого нормируемого радионуклида с суммарной объёмной активностью ИРГ. На основе анализа многолетних результатов наблюдения за выбросами АЭС при различных эксплуатационных состояниях и результатах радиационно-технологического контроля можно определить характерное соотношение между основными радионуклидами в выбросах для каждого энергоблока.

Исходя из вышесказанного, предлагается следующий алгоритм обоснования дополнительного ПБЭ по радиационным параметрам с использованием радионуклидного вектора:

1. устанавливается в качестве критерия обоснования ПБЭ по радиационным параметрам доза облучения населения, которая может привести к решениям по мерам защиты населения (5 мЗв/год);
2. расчёт предельных суточных выбросов по каждому радионуклиду. Для всех нормируемых радионуклидов вычисляется суточный выброс (Бк/сут), который при наихудших условиях привёл бы к достижению дозы 5 мЗв/год для населения. Эти расчёты основаны на моделировании распространения загрязнения, учитывающие метеоусловия, высоту выброса и т.д.;
3. определение соотношений между активностями радионуклидов в выбросах (радионуклидных векторов) на основе анализа накопленных результатов контроля;
4. определение контрольного уровня по ИРГ. На основе рассчитанных по п. 2 значений предельного суточного выброса для каждого радионуклида и радионуклидных векторов вычисляется такой уровень среднесуточной объёмной активности $\Sigma\text{ИРГ}$, при превышении которого совокупный выброс будет приводить к достижению годовой эффективной дозы облучения лиц из критической группы населения на границе СЗЗ АЭС значения 5 мЗв;
5. расчёт и оценка влияния дополнительных путей поступления радионуклидов в окружающую среду на годовую дозу облучения. При обосновании ПБЭ по радиационным параметрам необходимо оценить вклад в годовую дозу облучения не только от выбросов через вентиляционные трубы, но и от других источников поступления радионуклидов в окружающую среду, например паросбросных устройств второго контура.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

б. необходимо убедиться, что существующие средства измерений АСРК обеспечивают контроль СИРГ в необходимом диапазоне измерений.

Радионуклидный вектор устанавливает связь между непрерывно измеряемой объемной активностью ИРГ и полным набором нормируемых радионуклидов. При этом его можно настраивать под конкретный энергоблок, в том числе на различные эксплуатационные состояния (например, ремонт, предаварийная ситуация или авария). С учетом возможных изменений в изотопном составе и соотношениях между активностями радионуклидов в выбросе, в том числе при изменении технологического состояния оборудования требуется периодическая актуализация радионуклидного вектора на основе результатов радиационного мониторинга и лабораторного анализа проб.

Для практической реализации описанного подхода рекомендуется создать систему непрерывного контроля ПБЭ по радиационным параметрам на каждом энергоблоке. Предложенный механизм контроля должен быть интегрирован в общую автоматизированную систему радиационного контроля АЭС и учитывать особенности площадки. В частности, при расчёте текущей дозовой нагрузки на критические группы населения необходимо учитывать фактическую метеорологическую обстановку (розу ветров, скорость осадения и др.), а не усреднённые условия. Это подразумевает, что прогнозирование дозы от выбросов будут рассчитываться в режиме реального времени с использованием метеоданных.

Для автоматизации процедуры контроля предлагается разработка специализированного программно-аппаратного решения, выполняющего следующие функции:

- непрерывный прогноз дозы облучения населения от совокупных выбросов/сбросов всех источников, с учётом реальных метеорологических условий. На основании текущих измерений активности (прежде всего ИРГ) и данных метеостанции программа должна рассчитывать ожидаемую эффективную дозу для контролируемых точек за пределами площадки. Это позволит в режиме онлайн оценивать, насколько близко текущие выбросы подошли к установленному предельному уровню (5 мЗв/год);

- расчёт накопленной эффективной дозы облучения лиц из критической группы населения за выбранный период. Система должна интегрировать поступающую информацию, определяя суммарную дозу облучения населения за сутки и с начала года, обусловленную выбросами и сбросами станции. Такое ведение баланса накопленной дозы обеспечит контроль не только мгновенных значений, но и длительных тенденций (например, чтобы не превысить 50 мкЗв/год при относительно стабильных малых выбросах);

- автоматизированный контроль радионуклидного состава выбросов. Программа будет регулярно (например, ежемесячно) сопоставлять данные непрерывного мониторинга (ИРГ) с результатами периодического спектрометрического анализа проб, чтобы проверять актуальность радионуклидного вектора. Выявление существенного изменения соотношений активностей радионуклидов приведёт к обновлению параметров модели, используемой для расчётов. Такой адаптивный подход необходим для учёта состояния активной зоны, изменений в работе системы очистки газов и прочих факторов, влияющих на состав выбросов.

На сегодняшний день оперативный (в режиме реального времени) контроль соблюдения ПБЭ по радиационным параметрам на АЭС фактически отсутствует. В настоящем докладе предложен подход, позволяющий с помощью концепции радионуклидного вектора и непрерывного контроля ОА ИРГ установить дополнительный ПБЭ по радиационным параметрам, обеспечивающий непрерывный контроль непревышения предела годовой дозы облучения населения 5 мЗв.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

ЛИТЕРАТУРА

1. НП-001-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»
2. НП-004-08. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе. Атомных станций»
3. СанПин 2.6.1 2523-09 Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)

АСПЕКТЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ И РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА В СЛУЧАЕ АВАРИИ НА АЭС

А. Д. Косов, А. А. Орехов
АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия
эл. почта: ADKosov@vniiaes.ru

Защита населения в случае чрезвычайной ситуации природного или техногенного характера основана на заблаговременном планировании системы защитных мероприятий [1, 2]. Специфика реагирования на чрезвычайные ситуации, обусловленные выходом радиоактивных веществ за пределы площадки объекта использования атомной энергии, в том числе АЭС, заключается в сложности оперативного анализа динамично изменяющейся радиационной обстановки [3, 4].

В рамках планирования защитных мероприятий на случай радиационной аварии принципиально важно заблаговременно предусмотреть организацию радиационного мониторинга в процессе ее развития [3]. При этом, очевидно, что подходы к организации радиационного мониторинга при нормальной эксплуатации и в случае аварии принципиально различаются. Организация аварийного радиационного мониторинга является ключевым элементом стратегии радиационной защиты в документах МАГАТЭ [4, 5, 6].

В режиме нормальной эксплуатации источник выброса находится под контролем (радиоактивные вещества и (или) ионизирующее излучение находится в границах, предусмотренных проектной документацией АЭС). В таком случае основной целью мониторинга радиационных параметров является подтверждение соблюдения условий и пределов безопасной эксплуатации, в том числе не превышения установленных нормативов выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду, а также контроль целостности физических барьеров. Условия мониторинга при нормальной эксплуатации достаточно хорошо прогнозируемы, поэтому объем, виды, периодичность, измеряемые радиационные параметры разрабатываются и обосновываются в проекте АЭС и установлены в соответствующих методиках и регламентах радиационного контроля АЭС на основе установленного в нормативных и методических документах перечня методов и средств контроля, а также граничных значений измеряемых величин.

В случае аварии основной целью радиационного мониторинга является обоснование мер вмешательства на основе оценки величин, характеризующих радиационную обстановку на площадке и в районе размещения АЭС. При этом, средства и методы мониторинга радиационных параметров, предусмотренные для нормальной эксплуатации не всегда применимы.

Основными задачами мониторинга в аварийной ситуации (аварийного мониторинга) являются [7]:

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

(а) представление исходной информации для инициирования реагирования на аварию;

(б) оказание содействия лицам, принимающим решения, по вопросам необходимости осуществления защитных мероприятий и вмешательства;

(в) оказание помощи в предотвращении распространения радиоактивного загрязнения;

(г) представление информации для защиты персонала, задействованного в управлении аварией;

(д) представление точных и своевременных данных об уровне и степени опасности, возникшей вследствие радиационной аварии;

(е) выявление зон радиоактивного загрязнения;

(ж) анализ физико-химических характеристик радиоактивного загрязнения с точки зрения оценки радиационного воздействия на персонал и население;

(з) подтверждение эффективности защитных мероприятий;

(и) уточнение параметров источника выброса радионуклидов в окружающую среду;

(к) уточнение состояния аварийной АЭС, в том числе степени деградации физических защитных барьеров.

Стратегия радиационного мониторинга при аварии определяет приоритеты радиационных измерений непосредственно на объекте и территории, подверженной радиоактивному загрязнению.

Результаты радиационных измерений на аварийной АЭС используются в критериях классификации аварии. В терминологии МАГАТЭ [5, 6] критериальные значения, установленные для данных радиационных характеристик, называются уровнями действий в аварийной ситуации (УДАС).

К данным радиационным характеристикам относятся:

повышенные уровни радиации в помещениях, в которые необходим периодический доступ для эксплуатации и технического обслуживания систем безопасности;

повышенные уровни радиации в пределах защитной оболочки;

повышение уровней радиации в пределах станции;

выброс радионуклидов в окружающую среду.

Мониторинг подобных величин предусмотрен в рамках отечественной нормативной базы в НП-005-16 [9]. Установлены критерии для объявления состояний «Аварийная готовность» и «Аварийная обстановка» и ввода в действие планов мероприятий по защите персонала атомных станций (Таблица 1).

Таблица 1 - Значения мощностей доз в помещениях и на территории атомной станции, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения, при превышении которых объявляются состояния «Аварийная готовность» и «Аварийная обстановка»

Критерий для определения состояния	Состояние	
	«Аварийная готовность»	«Аварийная обстановка»
Помещения постоянного пребывания персонала зоны контролируемого доступа	10 мкЗв/ч	600 мкЗв/ч
Территория промплощадки и СЗЗ	2,5 мкЗв/ч	200 мкЗв/ч
Территория зоны наблюдения АС	0,1 мкЗв/ч*	20 мкЗв/ч
* Превышение естественного радиационного фона.		

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Для интерпретации результатов радиационного мониторинга окружающей среды МАГАТЭ разработана система операционных критериев - действующих уровней вмешательства (ДУВ) [5, 6, 7, 8]. К ним относятся:

- загрязнение почвы (мощность амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения на расстоянии 1 м от поверхности, скорость счёта от бета-загрязнённой поверхности, скорость счёта от альфа-загрязнённой поверхности);
 - загрязнение кожи (мощность амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения на расстоянии 10 см от поверхности кожи, скорость счёта от альфа- и бета-загрязнения кожных покровов);
 - концентрации радионуклида в пищевых продуктах, молоке или воде.
- Подобная система операционных критериев, базирующаяся на нормативных требованиях по ограничению облучения населения в условиях радиационной аварии, существует в отечественной практике и изложена в Методических указаниях «Производные уровни вмешательства в случае аварии на атомной станции» [10]. К радиационным характеристикам, используемым в данном документе в качестве операционных критериев принятия решений, используются следующие:
- мощность дозы на высоте 1 м от поверхности земли;
 - объемная активность ^{131}I в атмосферном воздухе измеряется на высоте 1 м от поверхности земли;
 - плотность радиоактивного загрязнения (выпадения) на поверхности территории;
 - активности воды поверхностных водоисточников, используемых для питья.
- В рамках разработки стратегии радиационного мониторинга при аварии на АЭС необходимо:
- установить критерии принятия решений (уровни вмешательства);
 - определить зоны проведения радиационного мониторинга, а также предполагаемые маршруты радиационной разведки;
 - определить приоритеты измерения различных радиационных характеристик в зависимости от фазы протекания аварии [11] (рисунок 1);
 - распределить ответственность по контролю радиационных характеристик между группами специалистов, задействованных в радиационном мониторинге, с учетом их компетенций и ведомственной (организационной) принадлежности;
 - убедиться в наличии необходимых приборов радиационного контроля, учитывая диапазоны измерений в условиях аварии, также обеспечить процесс поддержания их в готовности;
 - обеспечить наличие необходимых методов и процедур радиационного контроля, а также процедур обеспечения качества измерений;
 - обеспечить высокий уровень компетенций и готовности задействованных специалистов путем проведения регулярного обучения и тренировок.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

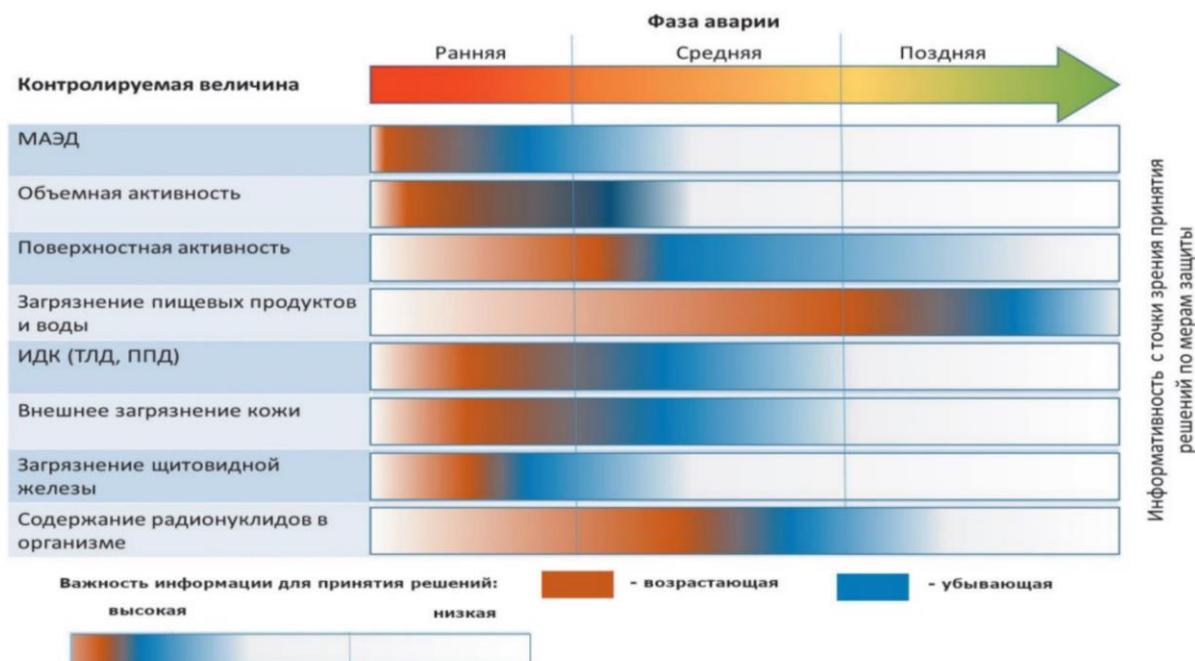


Рис. 1 - Приоритеты измерения различных радиационных характеристик в зависимости от фазы протекания аварии (пример)

Как элемент стратегии радиационного мониторинга в международной практике разработаны системы поддержки принятия решений, которые используют результаты измерений радиационных характеристик совместно с модельными прогнозами. К этим системам можно отнести: RIMNET (Великобритания), RODOS (Европа), ARGOS (Дания), NARAC (США), SPEEDI (Япония).

Аналогичные системы существуют в отечественной практике и используются Центрами технической поддержки Группы оказания экстренной помощи атомным станциям [12], в том числе программные комплексы SULTAN (ВНИИАЭС), NOSTRADAMUS (ИБРАЭ РАН), RECASS NT (НПО «Тайфун»).

Из представленного анализа можно сделать вывод, что Российская Федерация обладает всеми необходимыми элементами для разработки полноценной стратегии радиационного мониторинга. Проблема заключается в том, что данные элементы не скоординированы в единую структуру (систему), а распределены по различным нормативным и административно-техническим документам, а также организациям, имеющим разную ведомственную принадлежность. Четко не распределена ответственность между компетентными специалистами в части контроля тех или иных радиационных характеристик и интерпретации результатов измерений в условиях радиационной аварии.

Стратегия радиационного мониторинга при аварии реализована в ряде зарубежных стран, а также рассматривается в документах МАГАТЭ и МКРЗ [3, 4, 5, 6].

Выводы:

1) Подходы к организации радиационного мониторинга в условиях нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, принципиально различны.

2) Стратегия радиационного мониторинга определяет приоритетные в данный момент усилия и контролируемые величины в зависимости от фазы аварии, а также пути радиационного воздействия. Кроме того, она определяет методическое обеспечение и программные комплексы для обработки и интерпретации результатов измерений, а также базу критериев для оценки радиологической опасности.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

3) Основная задача данной стратегии состоит в оперативном получении информации о радиационной обстановке для принятия решений по мерам защиты населения в случае радиационной аварии.

4) На случай радиационной аварии в целях обеспечения эффективного реагирования на стадии планирования должна быть разработана стратегия радиационного мониторинга с учетом международных стандартов МАГАТЭ и МКРЗ, а также опыта ведущих стран мира, развивающих атомную энергетику.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон от 21.12.1994 № 68-ФЗ «О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера»

2. Постановление Правительства Российской Федерации от 30.12.2003 № 794 «О единой государственной системе предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций»

3. ICRP PUBLICATION 146. Radiological Protection of People and the Environment in the Event of a Large Nuclear Accident. Update of ICRP Publications 109 and 111

4. Международное агентство по атомной энергии. Мониторинг окружающей среды и источников для целей радиационной защиты. Руководство по безопасности №RS-G-1.8, МАГАТЭ, Вена, 2016

5. Нормы безопасности МАГАТЭ. Общие требования безопасности. GSR Part 7. Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации. МАГАТЭ, 2016

6. Серия норм МАГАТЭ по безопасности, № GSG-2. Критерии для использования при обеспечении готовности и реагирования в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации. МАГАТЭ, 2016

7. IAEA-TECDOC-1092/R. Руководство по мониторингу при ядерных или радиационных авариях

8. EPR-NPP PUBLIC PROTECTIVE ACTIONS. Меры по защите населения в случае тяжелой аварийной ситуации на легководном атомном реакторе

9. НП-005-16. Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случаях радиационно опасных ситуаций". Приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 24.02.2016 N 68

10. МУ 2.6.1.047-08 Производные уровни вмешательства в случае аварии на атомной станции. Методические указания. Москва 2008

11. САНПИН 2.6.1.24-03 "Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций" СП АС-03

12. РГ 1.1.3.21.1376-2017. Функционирование группы оказания экстренной помощи атомным станциям в случае радиационноопасных ситуаций (ОПАС). Регламент.

НОРМАТИВНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА ДЛЯ ОИАЭ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

Р. И. Бакин

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл.почта: ravil@ibrae.ac.ru

Нормативное обеспечение радиационного мониторинга для контроля воздействия радиоактивных газоаэрозольных выбросов (далее - выбросов) объектов использования
29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

атомной энергии (далее - ОИАЭ) Госкорпорации «Росатом» является одной из важнейших задач в области обеспечения радиационной безопасности. Выбросы являются ключевым фактором радиационного воздействия ОИАЭ на население и окружающую среду в условиях их нормальной эксплуатации. Механизмом ограничения этого воздействия, принятым в законодательстве Российской Федерации, на начальном этапе является нормирование доз облучения населения, основанное на трех основных принципах радиационной безопасности [1]: нормирования, обоснования и оптимизации, а также на линейной беспороговой теории зависимости риска стохастических эффектов от дозы [2]. Такой подход к нормированию радиационного воздействия ОИАЭ позволяет сравнивать оценку вреда, который может быть нанесен здоровью в результате облучения, с другими факторами риска (табл.1).

Таблица 1 - Порядки вероятности индивидуального риска смерти в России

Причины смерти	Годовой индивидуальный риск
Все причины	1.E-02
Все «внутренние» причины (болезни)	1.E-02
Все «внешние» причины (аварии, отравления, насилие и т.п.)	1.E-04
Все аварии на транспорте	1.E-04
Случайные отравления	1.E-05
Травматизм на производстве	1.E-05
Аварии на воздушном транспорте	1.E-06
По данным Росстата индивидуальный риск гибели в РФ по всем причинам в 2024 г.	1.2E-2
Потенциальный риск облучения дозой 1 мЗв п.2.3 НРБ-99/2009	5.E-5

При оценках радиационного риска при нормальной эксплуатации ОИАЭ необходимо понимать, что радиационное воздействие ОИАЭ в общей структуре годовой дозы населения России составляет крайне малую величину порядка 0.2% [3,4,5] (рис.1)

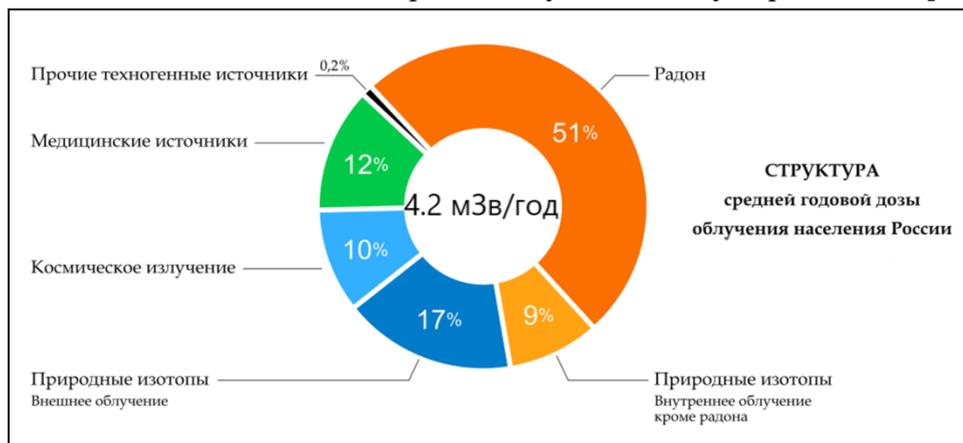


Рис. 1 - Структура годовой дозы населения России

Следующим этапом в обеспечении радиационной безопасности населения в районах расположения ОИАЭ является выполнение перечня организационных мероприятий и, в частности, установление регулируемыми органами в области использования атомной энергии [6]:

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

а) квот на суммарное облучение населения от выбросов в атмосферу ОИАЭ в целом [7];

б) особых территорий - санитарно-защитной зоны (далее - СЗЗ) и зоны наблюдения (далее - ЗН) для обеспечения безопасности населения при нормальной эксплуатации ОИАЭ [1];

в) ограничений по активности выбросов ОИАЭ в атмосферный воздух (нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ - далее будем употреблять общепринятые аббревиатуры - ПДВ и ДВ) [8].

Для подтверждения выполнения нормативов и законодательных требований об ограничении радиационного воздействия ОИАЭ, в том числе от выбросов, на федеральном, отраслевом и объектовом уровнях, в соответствии с [9], проводится радиационный мониторинг.

Современное состояние нормативной базы обеспечения контроля воздействия радиоактивных выбросов нельзя назвать удовлетворительным. К основным проблемам необходимо отнести устаревшие нормативные акты для определения квот на суммарное облучение населения от выбросов в атмосферу [10]. МУ для расчета квоты предела годовой дозы практически не использовались и, в настоящее время, требуют переработки и актуализации. Несколько иная, но также неудовлетворительная ситуация сложилась для АЭС России, квотирование доз для которых, установлено априори в СП АС-03 [12]:

«5.10. В качестве нижней границы дозы облучения от отдельного радиационного фактора при оптимизации радиационной защиты населения в режиме нормальной эксплуатации АС принимается минимально значимая доза, равная 10 мкЗв в год.

5.11. С учетом технически достигнутого уровня безопасности АС в режиме нормальной эксплуатации (когда фактические выбросы и сбросы АС создают по каждому фактору воздействия дозу облучения лиц из населения менее 10 мкЗв в год) радиационный риск для населения при эксплуатации АС является безусловно приемлемым ($< x 10^{-6}$ год⁻¹). В этой связи значения допустимых выбросов (далее - ДВ) и допустимых сбросов (далее - ДС), установленные настоящими Правилами, рассчитываются, исходя из дозы облучения населения 10 мкЗв в год.

5.12. При установлении годовых ДВ радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу учитывался тот факт, что основной вклад (свыше 98%) в дозу облучения населения в режиме нормальной эксплуатации АС вносят инертные радиоактивные газы (аргон, криптон, ксенон) и радионуклиды I131, Co60, Cs134, Cs137 (24Na - для реакторов типа БН-600). Нормирование и контроль активности других радионуклидов, обнаруживаемых в выбросах АС, нецелесообразен ввиду их пренебрежимого вклада в дозу облучения».

К пунктам 5.10 и 5.11 основной вопрос - обоснование квоты в 10 мкЗв. С учетом вышеизложенных данных по смертности и структуре доз в РФ (таблица 1, рисунок 1), а также данных по реальным дозам, например, при флюорографическом обследовании (рисунок 2), представляется неоправданно заниженной установленная квота для АЭС. Более того, такой подход к установке дозовых квот является нарушением основополагающего принципа радиационной безопасности - оптимизации.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Дата: 30.06.2025	
Полис ОМС: 5091299718000430	
Медицинское учреждение : ПТ ПО г.Троицк	
Специализация: Врач-рентгенолог	
ФИО: Бурлака М. С.	
Протокол результат флюорографии	
Информация об исследовании	Предварительный диагноз: Z00.3 - Обследование с целью оценки состояния развития подростка Цель исследования: Диспансеризация / Профилактический осмотр Обоснование: исследование перед поступлением Дата исследования: 30 июня 2025, 12:11
Доза облучения	Доза облучения: 0.072 мЗв.
Тип чтения	Первое чтение.
Описание	

Рис. 2 - Доза при прохождении флюорографического обследования

Пункт 5.12, в настоящее время неактуален. В работе [13] сделаны выводы, с которыми трудно не согласиться: «Для всех рассмотренных АЭС в сумме выбрасываемой активности преобладают инертные газы. Специфичной для каждой рассматриваемой группы АЭС является радионуклидный состав ИРГ. Не менее 88% в суммарную активность, не учитывающую ИРГ, вносят тритий и углерод. Для всех АЭС РWR и ВВЭР характерно преобладание трития в суммарной активности, не учитывающей ИРГ. Наблюдается увеличение средней годовой эффективной дозы облучения населения за счет расширения перечня контролируемых радионуклидов на АЭС. Исходя из требования контроля нуклидов, составляющих 99% годовой эффективной дозы, на всех АЭС выделяются следующие радионуклиды: C14, H3, Ar 41, Xe133, Xe135, Kr88, Kr87, I131. Вклад в эффективную дозу радионуклидов, контролируемых на российских АЭС с РУ ВВЭР, не превышает 2.3%.» Под радионуклидами, контролируемые на российских АЭС, понимаются нуклиды, перечисленные в СП АС-03 - Co60, Cs134, Cs137, поскольку ни ИРГ, ни I131 в атмосферном воздухе не контролируются.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Таблица 2 - Вклад радионуклидов в эффективную дозу облучения

АЭС PWR Франции	
C-14	87%
Kr-88	4%
Kr-87	3%
H-3	2%
Xe-135m	2%
I-131	0,3%
Xe-135	0,3%
Ar-41	0,3%
Cs-137	0,2%

АЭС PWR ост. стран ЕС	
Xe-138	42%
Kr-88	20%
C-14	14%
Xe-133	7%
Kr-87	5%
Xe-135	5%
Kr-85	2%
H-3	1%
Xe-135m	1%
Cs-137	0,6%
I-131	0,5%
Ar-41	0,5%
I-133	0,3%

АЭС PWR Германии	
C-14	94%
Ar-41	2%
H-3	1%
Xe-133	1%
Xe-135	1%

АЭС ВВЭР-440 ЕС	
C-14	43%
Kr-88	18%
Xe-138	14%
Ar-41	13%
Xe-135m	5%
Kr-87	3%
Kr-85m	1%
Xe-135	1%
H-3	1%
Xe-133	1%
Co-60	0,4%

АЭС ВВЭР-1000 ЕС	
C-14	80%
Kr-88	6%
Xe-138	3%
H-3	2%
Kr-85	2%
Ar-41	2%
Kr-87	1%
Co-60	1%
Cs-137	1%
I-131	1%

Следующий вопрос к нормативной базе - почему далее СЗЗ и далее ЗН для обеспечения безопасности населения при нормальной эксплуатации ОИАЭ привязано к потенциальной опасности ОИАЭ при авариях. Также вопрос к критериям установления ЗН. Если для СЗЗ, в соответствии с [11], критерии понятны - предел дозы (дозовой квоты) не должен превышать за границей СЗЗ, то для ЗН четких критериев нет. Это приводит к необоснованному установлению границ ЗН в пределах которых, зачастую вести радиационный мониторинг (по определению [7] ЗН это территория за пределами СЗЗ, на которой проводится радиационный контроль) нерационально по причине незначительных концентраций радионуклидов в объектах окружающей среды.

Что касается ПДВ, то для АЭС, с учетом дозовых квот и расширения перечня учитываемых радионуклидов, возникают проблемы установления ДВ и ПДВ, особенно для многоблочных станций.

Также надо отметить, что для многих нормативных актов, где используются расчетные методы для оценки радиоактивного загрязнения объектов окружающей среды, регламентируются устаревшие подходы, как с точки зрения расчетных моделей, так и с точки зрения константного обеспечения, например, «Методы расчета распространения радиоактивных веществ в окружающей среде и доз облучения населения, НТД МХО Интератомэнерго (НТД МХО ИАЭ-92), Москва, 1992». Такой подход приводит к излишнему консерватизму при расчетах радиационного воздействия на население при нормальной эксплуатации ОИАЭ.

Все вышеизложенное привело к проблемам с радиационным мониторингом объектов окружающей среды и, как следствие, невозможностью реально оценить радиационное воздействие на население при нормальной эксплуатации ОИАЭ. При этом 29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

необходимо понимать, что затраты на радиационный мониторинг в СЗЗ и ЗН для крупных ОИАЭ, например АЭС, может достигать нескольких сотен миллионов рублей (по данным доклада АО «УЭХК» на Совете по контролю и мониторингу радиационной обстановки в организациях Госкорпорации «Росатом» 29.03.2022 года, с количественными оценками затрат на ведение радиационного мониторинга, подготовленными финансово-экономическими службами комбината).

Ниже, в качестве примера, представлены обобщённые данные радиационного мониторинга в районе размещения ОИАЭ, опубликованные в ежегоднике «Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств».



Рис. 3 - Пример представления информации о радиоактивном загрязнении объектов окружающей среды в ЗН ОИАЭ [5]. Тёмно-красным выделены данные относящиеся к «чернобыльскому» загрязнению.

ВЫВОДЫ

В настоящее время Генеральная инспекция Госкорпорации «Росатом» проводит работу по нормативному обеспечению отраслевой системы радиационного мониторинга. Для решения этой задачи необходимо провести ревизию нормативной базы цепочки «Квоты – СЗЗ и ЗН – ПДВ – радиационный мониторинг» с дальнейшим пересмотром и актуализацией основных документов. С учётом изложенного выше, можно сформулировать перечень основных проблем нормативного обеспечения радиационного мониторинга для контроля воздействия радиоактивных газоаerosольных выбросов и возможные пути их решения:

1. Отсутствие единых подходов к обоснованию квот на суммарное облучение населения от выбросов в атмосферу ОИАЭ. Необходимо актуализировать методические указания [10] или выпустить новый документ. Новым документом должны руководствоваться все ОИАЭ, включая АЭС. В СП АС данный раздел также должен быть актуализирован со ссылкой на методические указания, включая значения ПДВ и ДВ.

2. Установление границ ЗН. В первую очередь необходимо исключить из ОСПОРБ-99/2010 [7] привязку СЗЗ и ЗН к потенциальной опасности ОИАЭ при авариях. Необходимо определить дозовые критерии границы ЗН аналогично границам СЗЗ.

3. Достоверность данных радиационного мониторинга и, как результат, не вполне обоснованная оценка радиационного воздействия на территории СЗЗ и ЗН при их использовании. Необходимо утвердить в Госкорпорации «Росатом» и внедрить в практику

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

регламентирующие документы «Оптимизация расположения постов мониторинга/контроля приземного атмосферного воздуха и атмосферных выпадений локальных СМРО в районах размещения объектов использования атомной энергии» и «Оптимизация расположения постов мониторинга/контроля в наземных (природных и аграрных) экосистемах локальных СМРО в районах размещения объектов использования атомной энергии», разработанные ИБРАЭ РАН и ВНИИРАЭ.

4. Необходимость актуализации нормативных актов, где используются расчетные методы для оценки радиоактивного загрязнения объектов окружающей среды, с использованием современных подходов, как с точки зрения расчетных моделей, так и с точки зрения константного обеспечения. При разработке расчетных методик должен быть учтен современный опыт, определяющий в том числе, процесс расчетов с использованием четырехмерных метеорологических рядов, построенных с использованием современных моделей прогноза погоды для региона расположения площадки ОИАЭ и проведение многовариантных расчетов с использованием суперкомпьютерных технологий.

Необходимо отметить следующее: актуализация нормативной базы цепочки «Квоты – СЗЗ и ЗН – ПДВ – радиационный мониторинг» необходима не только для ОИАЭ РФ. С учетом увеличивающегося объема зарубежных контрактов Госкорпорации «Росатом» на строительство ОИАЭ за рубежом актуализированные нормативные акты в области радиационной безопасности населения также необходимы, так как они включаются в лицензионную базу наравне с документами МАГАТЭ и документами страны, где создается ОИАЭ. Примером такого агрегирования нормативных баз является строительство АЭС Аккую в Турецкой Республике.

ЛИТЕРАТУРА

1. О радиационной безопасности населения: Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ.
2. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): утверждены постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 07.07.2009 № 47.
3. Костерев В.В., Цовьянов А.Г., Сивенков А.Г., Журавлева В.Е. Радиационная обстановка и дозы облучения в Российской Федерации. Глобальная ядерная безопасность. 2025;15(2):12-23.
4. Дозы облучения населения Российской Федерации в 2019 году. Информационный сборник. ФБУН НИИРГ им. П.В. Рамзаева, Санкт-Петербург, 2020
5. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2024 году. Ежегодник. ФГБУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск, 2025
6. Постановление Правительства РФ от 3 июля 2006 г. N 412 «О федеральных органах исполнительной власти и уполномоченных организациях, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии»
7. СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010): утв. постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26.04.2010 № 40.
8. Постановление Правительства РФ от 2 февраля 2024 г. N 99 «Об утверждении Правил разработки и установления нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ, нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ, а также выдачи разрешений на выбросы радиоактивных веществ, разрешений на сбросы радиоактивных веществ»
9. Об использовании атомной энергии. Федеральный закон от 21.11.1995 г №170-ФЗ.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

10. МУ 2.6.1.34-2007 «Расчет квоты предела годовой дозы и допустимых уровней радиационных факторов для радиационно опасных предприятий»
11. СП 2.6.1.2216-07 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ» (СП СЗЗ и ЗН - 07) утверждены постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 29 мая 2007 г. N 30
12. СанПиН 2.6.1.24-03. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03): утверждены постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 28.04.2003 № 69.
13. М.Д. Пышкина. Определение основных дозообразующих нуклидов в выбросах АЭС PWR и ВВЭР. Биосферная совместимость: человек, регион, технологии, 2017
14. Положение об отраслевой системе мониторинга радиационной обстановки Госкорпорации «Росатом, утвержденное приказом Госкорпорации «Росатом» от 02.04.2019 № 1/334-П.
15. Постановление Правительства РФ от 16 ноября 2020 г. N 1847 «Об утверждении перечня измерений, относящихся к сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений» с изменениями и дополнениями от: 7 февраля, 17 июля 2023 г., 24 сентября 2024 г.

РАСЧЕТНЫЙ МЕТОД И РАСЧЕТНЫЕ СРЕДСТВА ДЛЯ ЗАДАЧ МИНИМИЗАЦИИ ПОСЛЕДСТВИЙ ИНЦИДЕНТОВ С РАДИАЦИОННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ

С. Н. Красноперов

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: rnk@ibrae.ac.ru

Среди возможных вариантов нарушения радиационной и экологической безопасности при наличии бесхозных радиационных источников (РИ) можно выделить случаи:

- случайного обнаружения РИ и их механического разрушения (нарушения целостности защитной оболочки);
- случайного обнаружения и последующего бесконтрольного обращения с РИ лиц из населения.

В этих ситуациях возможные радиологические последствия для населения ограничены как по площади территории, так и по количеству вовлеченных и пострадавших людей.

По данным обзора [1] за период с 1945 по 2007 год число аварийных событий с бесхозными источниками составило 34 при общем количестве аварийных событий 203, или около 17%. В обзоре также указывается, что точное количество бесхозных источников в мире неизвестно, но предполагается, что их число измеряется тысячами. При этом, со ссылкой на данные Комиссии по ядерному регулированию США (US Nuclear Regulatory Commission), констатируется, что в период с 1996 по 2008 гг. компаниями в США были потеряны следы почти 1500 радиоактивных источников, половина из которых никогда не была найдена (сколько из них попало с металлоломом в переплавку – неизвестно, в

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

открытых источниках информация отсутствует). В пределах Европейского Союза ежегодно теряется из-под регулирующего контроля до 70 источников. И хотя большинство из этих источников не представляют существенную радиологическую угрозу, основное беспокойство вызывают несчастные случаи, связанные с бесхозными источниками. Например, в обзоре [1] также отмечается, что в 31 несчастном случае, произошедшем с бесхозными источниками в период с 1966 по 2007 гг., зафиксирована смерть 42 человек среди населения, включая детей.

Особое место среди возможных инцидентов, связанных с бесхозными РИ, занимают случаи поступления РИ в переплавку вместе с металлоломом. Наличие массивного металлического защитного корпуса предопределяет высокую вероятность непреднамеренного поступления РИ в потоки обращения металлического лома и установки по переплавке металла, что приводит к событиям радиоактивного загрязнения производственных помещений и окружающей среды и к возможному неконтролируемому облучению населения. Ситуация усугубляется тем, что по данным Международного бюро по использованию вторичного сырья [2] более половины объема продукции черной металлургии в мире изготавливалось из металлолома. Учитывая поступление на переработку (переплавку) большого объема металлолома из различных источников, Европейская экономическая комиссия Организации Объединенных Наций (ЕЭК ООН) указывала на возрастающий риск радиоактивного загрязнения от природных и техногенных источников, попадающих в процесс переработки металла. Например, только в США в 2004 году было зарегистрировано свыше 5000 инцидентов, связанных с различными видами радиоактивного металлолома. Около 53% из них касались обнаружения природных радиоактивных веществ, 7% - присутствие радия и менее 5% касались техногенных радионуклидов.

Следует отметить, что при плавлении бесхозных радиационных источников масштаб последствий может быть значительным, как по степени вовлеченности территорий, так и по количеству людей, подвергаемых радиационному воздействию вследствие атмосферного переноса радиоактивных аэрозолей, образующихся в результате плавления и поступивших в окружающую среду через вентсистемы плавильных участков.

Известны несколько случаев значимого загрязнения производственных помещений, территорий и облучения населения, которые произошли в мире в результате плавления РИ вместе с металлоломом. В частности, можно отметить инцидент на сталелитейном заводе на юге Испании (город Algeciras) в мае 1998 года, когда радиотерапевтический источник ^{137}Cs , оказавшийся в стране вместе с металлоломом, который транспортировался через другие страны, попал в плавильную печь. Активность выброса по оценкам составила около 3 ТБк. Выброс зарегистрировали сети мониторинга нескольких европейских стран. Наибольшие значения концентрации ^{137}Cs в воздухе наблюдались на юге Франции и севере Италии – до 3,5 мБк/м³.

В России среди резонансных событий отметим два:

1) инцидент на Подольском заводе цветных металлов в августе 1989 года с попаданием радиоактивного источника ^{137}Cs , поступившего на завод с ломом цветных металлов, в плавильные печи и его расплавлением, в результате чего из 42 га площади завода было загрязнено 5 га и часть производственных помещений, мощность дозы гамма-излучения на заводе колебалась от 1,5 до 8 мкЗв/ч;

2) инцидент на ЭЗТМ (г. Электросталь, Московская область) 12 апреля 2013 года, когда был зафиксирован выброс ^{137}Cs в окружающую среду в результате плавления радиационного источника, оказавшегося в металлоломе и вместе с ним поступившего на переработку (переплавку). По оценкам активность выброса составила примерно 1 ТБк.

Актуальность проблемы с бесхозными РИ в России подтверждается статистическими данными, представленными в ежегодных Государственных докладах Роспотребнадзора. Так, из доклада за 2023 год [4], следует, что в отчетном году в РФ был

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

зарегистрирован 121 случай (2018 г. – 209, в 2019 г. – 192, в 2022 г. - 151) ситуаций санитарно-эпидемиологического характера, связанных с потерей контроля над источниками ионизирующего излучения, в 25 субъектах Российской Федерации. Из них 23 % (35 случаев) (2018 г. – 32,0 %, 2019 г. – 20 %) приходится на выявление РИ в металлоломе.

Для наиболее полного анализа и прогноза возможных последствий рассматриваемых инцидентов на практике, помимо непосредственно измеряемых параметров радиационной обстановки на местности, по которым можно сделать выводы об обеспечении защиты населения от радиационного воздействия РИ сверх установленных пределов, необходимо наличие расчетных методов и средств, обеспечивающих выполнение этих требований и дающих количественные оценки возможных доз облучения населения при инцидентах с РИ.

Разработанный расчетный метод сквозного моделирования позволяет проводить последовательное моделирование основных физических процессов, влияющих на конечный результат, при оценке, анализе и прогнозировании радиационной обстановки и доз облучения населения, на всех этапах развития нештатных ситуаций с РИ при несанкционированном плавлении РИ, вышедших из-под регулирующего контроля и оказавшихся в металлоломе.

При разработке метода решались задачи:

- обоснование перечня необходимых моделей и реализующих их расчетных модулей с учетом их доработки под специфику задачи с плавлением РИ с использованием современных знаний и возможностей для стадий транспорта РВ от плавильного тигля до выброса: «плавление» - «перенос в вентсистеме» - «атмосферный перенос в различных масштабах» - «оценка параметров радиационной обстановки и доз облучения»;

- учет новых явлений и процессов (формирование источника выхода радиоактивных аэрозолей при плавлении РИ, полидисперсность);

- сопряжение расчетных модулей (формирование набора входных данных для каждого расчетного этапа и согласование форматов входных/выходных данных между последовательными расчетными стадиями);

- проверка возможностей разработанного метода и расчетных средств на экспериментальных данных, данных реальных инцидентов (задача в процессе выполнения).

Расчетный метод включает следующие расчетные модули и информационные ресурсы:

А) модуль плавления радиоактивных материалов и формирования радиоактивных аэрозолей (модуль разработан);

Б) модуль переноса образовавшихся радиоактивных аэрозолей в вентиляционных системах плавильных производственных участков и формирования источника выброса в атмосферу (модуль модифицирован под задачу плавления РИ);

В) единый модуль атмосферного переноса радиоактивной примеси и ее осаждения на основе лагранжевой стохастической модели с учетом полидисперсности примеси при ее распространении и взаимодействии с подстилающей поверхностью, а также расчета доз облучения населения (модуль модифицирован под задачу плавления РИ);

Г) база данных по характеристикам РИ (база создана).

Важно подчеркнуть, что при аварийных ситуациях на промышленных объектах объемы выбросов аэрозольных частиц в атмосферу через вентиляционные системы (воздуховоды) зависят от конфигурации этих систем, влияющей на осаждение радиоактивных аэрозолей внутри воздуховодов, так как в случае неработающих или отключенных штатных систем фильтрации осаждение на стенках воздуховодов или иных трубопроводов с развитой структурой и внутренней поверхностью становится единственным процессом, снижающим выброс радиоактивных аэрозолей.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Блок-схема расчетного метода приведена на рис.1.

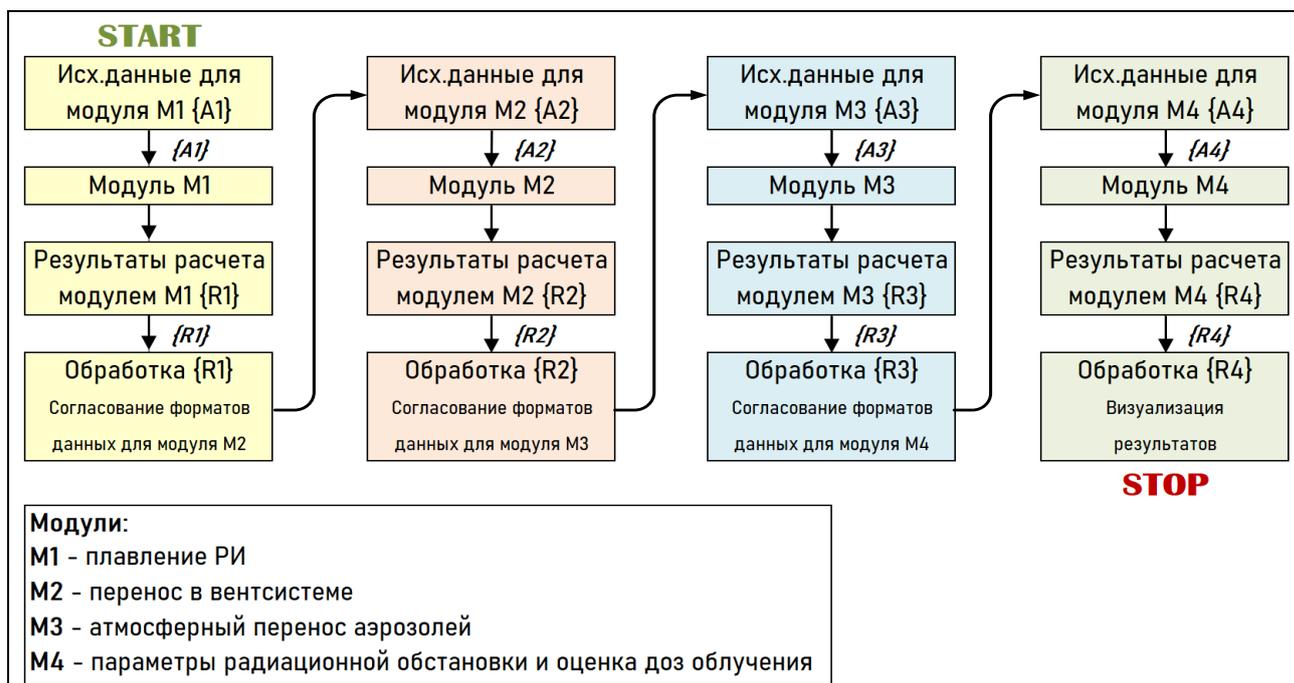


Рис. 1 - Блок-схема расчетного метода

Предложенный метод сквозного моделирования, реализованный в виде комплекса сопряженных расчетных модулей, может быть эффективно использован в системе поддержки принятия решений в задачах анализа радиационной безопасности населения при инцидентах, связанных с непреднамеренным плавлением бесхозных радиационных источников, при планировании защитных мероприятий для населения, при проведении противоаварийных тренировок и для выполнения детерминистических расчетов при проектировании объектов ядерной техники.

Функционирование комплекса расчетных модулей, демонстрирующего применимость предлагаемого метода, валидируется на основе натуральных измерений.

ЛИТЕРАТУРА

1. Radiation: Effects and sources, United Nations Environment Programme, 2016.
2. <http://www.bir.org/pdf/wsif2006-x.pdf>
3. Мониторинг радиоактивного металлолома и процедуры реагирования. Материалы работы Группы экспертов ЕЭК ООН по мониторингу радиоактивного металлолома, Женева, 12-14 июня 2006 года, Нью-Йорк - Женева, 2006.
4. О состоянии санитарно-эпидемиологического благополучия населения в Российской Федерации в 2023 году: Государственный доклад. – М.: Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека, 2024. – 364 с.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

ОБОСНОВАНИЕ ПОДХОДОВ К НОРМИРОВАНИЮ ВЫБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ НА АЭС ЛЕГКОВОДНЫМИ РЕАКТОРАМИ ПРИ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

А.-Н. В. Вуколова, А. П. Долгих

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

эл. почта: vukolova_av@nrcki.ru

Цель работы: обоснование нуклидного состава необходимого и достаточного для нормирования и контроля выбросов РВ в атмосферный воздух при нормальной эксплуатации АЭС с легководными реакторами в режимах генерации электроэнергии

Исходные данные: данные из баз данных зарубежных АЭС с РУ ВВЭР российского дизайна и PWR; данные по выбросам российских АЭС, а также данные, содержащиеся в разрешениях на выбросы РВ российских АЭС

Существующие подходы определения нуклидного состава выбросов

При делении ядер тяжелых элементов возникает более 2500 радионуклидов.

В настоящее время МАГАТЭ придерживается мнения о том, что в выбросах АЭС могут присутствовать 803 радионуклида, однако рекомендует нормировать и контролировать те, которые вносят наиболее значимый вклад в облучение населения.

Правительством РФ в 2023 году Распоряжением № 2909-р утверждён перечень загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды [5]. В этот перечень вошли 94 радиоактивных изотопа в элементной форме и в виде соединений, которые теоретически могут присутствовать в выбросах АЭС.

Из анализа данных зарубежных АЭС установлено, что всего в атмосферных выбросах на всех рассматриваемых АЭС в течение периода наблюдения (всего 1167 АЭС лет) были зарегистрированы 90 радионуклидов. Частично эти нуклиды совпадают с Перечнем Правительства РФ. В перечень совпадающих нуклидов попало 62 нуклида.

В работе была высказана гипотеза, что такое число является избыточным для нормирования и контроля выбросов РВ.

Для решения задачи по минимизации числа нуклидов, подлежащих нормированию и контролю, используется положение, что нормированию и контролю подлежат радионуклиды, суммарный вклад в дозу которых составляет не менее 99% от суммарного вклада всех радионуклидов в выбросе РВ на заданной АЭС за календарный год (Перечень 99, дозообразующие нуклиды).

Зарубежные АЭС

Из анализа данных зарубежных АЭС установлен перечень нуклидов, которые хотя бы один раз за все время наблюдения на любой АЭС входили в Перечень 99.

Всего в Перечне 99 для 7 европейских АЭС с реакторами ВВЭР вошло 20 следующих радионуклидов: ^{110m}Ag , ^{41}Ar , ^{14}C , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^3H , ^{181}Hf , ^{131}I , ^{85m}Kr , ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{124}Sb , ^{90}Sr , ^{75}Se , ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{106}Ru , ^{239}Pu + ^{240}Pu .

Из анализа разрешений на выброс РВ на российских АЭС показано, что активность всех нуклидов, относящиеся к инертным радиоактивным газам (ИРГ), можно заменить на виртуальный нуклид ИРГ, активность которого равна сумме активностей соответствующих нуклидов.

В этом случае для зарубежных АЭС с ВВЭР число нуклидов, попадавших в Перечне 99 сократится до 15, а для АЭС с PWR будет 12.

29.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Дальнейший анализ структуры дозообразующих нуклидов показал, что выделяются две группы нуклидов: первая - ^{14}C , ^3H , ИРГ, ^{131}I , дающие основной вклад в суммарную дозу более 98% и вторая, состоящая из 1 – 2 других (минорных) нуклидов и дающих вклад в дозу 1 – 1,5 %.

Для АЭС с ВВЭР такими минорными нуклидами чаще всего являются ^{60}Co , ^{137}Cs .

Следует отметить, что единственный раз за все время наблюдения среди минорных появился нуклид (^{181}Hf), создавший дозу более 2% от суммарной, на АЭС Богуница при выполнении уникальных работ в 2016 году по замене рабочих элементов СУЗ.

Полученные результаты свидетельствуют о стабильности выбросов РВ при нормальной эксплуатации АЭС. Данный вывод подтвержден статистическим анализом, в котором было установлено, что усредненный по годам нуклидный вектор позволяет прогнозировать суммарную дозу выброса с точностью до 2.

Использование усредненных нуклидных векторов показывает, что для АЭС с РWR достаточно нуклидов только одной первой группы.

Таким образом, число необходимых и достаточных нуклидов сокращается до 4.

Использование подходов, связанных со свойствами нуклидных векторов, приводит к возможности нормирования и контроля только одного (реперного) нуклида. Как показал анализ такой возможности на основе данных зарубежных АЭС с ВВЭР, только ^{14}C и ^3H могут выполнять роль реперных нуклидов для реальных условий. Но в этом случае при контроле выбросов возникают сложные технические проблемы.

Российские АЭС

На всех российских АЭС с легководными РУ: перечень разрешенных нуклидов (^{14}C , ^3H , ИРГ, ^{131}I , ^{60}Co , ^{137}Cs) одинаков и совпадает с аналогичным перечнем для зарубежных АЭС с ВВЭР;

- значения ПДВ для нуклидов, входящих в состав ИРГ может быть установлены равными (кроме РстаЭС) и для нормирования и контроля использован единый виртуальный нуклид «Сумма ИРГ» (ИРГ);

- разрешенные в настоящее время значения ПДВ больше соответствующих значений, установленных в СП АС-03.

Наличие одинаковых дозообразующих нуклидов на российских АЭС предполагает возможность использования для нормирования и контроля выбросов подхода (СП АС-03), который заключается в установлении единого на всех АЭС перечня нормируемых нуклидов и их ПДВ, учитывая вклад в дозу от С-14 и Н-3.

Для площадки АЭС в целом должны устанавливаться ПДВ для всех нормируемых нуклидов.

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НАСЕЛЕНИЯ: ОПЫТ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

Ю. Е. Квачева, Н. К. Шандала, С. М. Киселёв, Е. Г. Метляев
ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия
эл. почта: nshandala@gmail.com

В докладе рассматриваются этапы становления радиационной безопасности населения, методология радиационно-гигиенических исследований, основные научные достижения, обсуждаются современные вызовы радиационной безопасности для населения Российской Федерации и предлагаются пути решения таких вызовов.

В 1954 г. образована первая лаборатория радиационной коммунальной гигиены, главной задачей которой под руководством д.м.н., профессора А.Н. Мареева была разработка методологии санитарного надзора в районах размещения предприятий атомной энергетики и промышленности. В дальнейшем сформировались новые научные подразделения, занимающиеся вопросами радиационной безопасности персонала и изучением биологического действия большого спектра радионуклидов.

Проблемы обеспечения радиационной защиты и радиационной безопасности, развиваемые в ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, своими корнями связаны с разработкой научных, т.е. фундаментальных, основ радиационной гигиены – как коммунальной, так и промышленной. Современная методология радиационно-гигиенических исследований, используемая в работах по обеспечению радиационной безопасности населения, охватывает объекты и территории всех звеньев ЯТЦ России. При этом наши исследования включают в себя оценку окружающей среды и оценку здоровья населения.

Радиоэкологические исследования в районах бывших береговых технических баз ВМФ на Северо-Западе и Дальнем Востоке России, а также предприятий, осуществляющих утилизацию атомных подводных лодок, позволили оценить воздействие радиационно опасных объектов на окружающую среду и разработать регулирующие требования в области повышения радиационной безопасности на объектах ядерного наследия. На территориях уранового наследия в Забайкалье, Ставрополье и в Центральной Азии изучено загрязнение объектов окружающей среды, оценены дозы облучения населения, показана необходимость проведения реабилитационных работ в районах ряда штолен. В результате, наши многолетние исследования позволяют не только охарактеризовать объекты и территории ядерного и уранового наследия, но и выявить особенности пространственно-временного распределения радиоактивных веществ.

Радиационно-гигиенический мониторинг территорий включает оценки состояния здоровья населения исследуемых территорий. Для характеристики состояния здоровья используются показатели заболеваемости, её структуры, инвалидность и смертность. Контролируются изменения в динамике 5-летнего периода и появление возможных радиационных эффектов. Разработанная в ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России и постоянно совершенствующаяся технология мониторинга здоровья населения позволяет контролировать здоровье населения на всех этапах работы радиационно опасного объекта, от его проектирования до вывода из эксплуатации. Ключевыми результатами мониторинга здоровья населения являются базы данных, содержащие параметры здоровья населения исследуемых территорий ядерного и уранового наследия, территорий влияния АЭС и др.

Мощным толчком совершенствования радиационной безопасности населения стала авария на Чернобыльской АЭС, после которой в системе радиационной защиты были

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

пересмотрены организационные принципы проведения йодной профилактики и величины ожидаемых доз для принятия решения о ее начале с учетом ингаляционного поступления радиоизотопов йода. Опыт преодоления последствий аварии 1986 г. был использован в последующем для оптимизации схемы йодной профилактики при авариях на ядерных установках. В 2023 г., после участвовавших атак ВСУ на Запорожскую АЭС в ходе специальной военной операции, нашими специалистами (А.М. Лягинской, Ю.Е. Квачевой, Е.Г. Метляевым, О.В. Париновым и др.) данная схема была вновь доработана и утверждена руководителем ФМБА России В.И. Скворцовой.

Вместе с тем, имеются достаточно веские обоснования совершенствования системы радиационной безопасности и её регулирования в Российской Федерации. Перспективными являются вопросы гармонизации российской нормативно-методической базы по радиационной безопасности с современными международными документами. В последние годы обоснованы разработка и введение в действие нового ФЗ «О Радиационной безопасности в РФ», новых НРБ и ОСПОРБ и целого пакета др. документов. Безусловно, что эта большая проблема может быть решена только объединением усилий всех ведущих российских специалистов.

Перспективные задачи в сфере обеспечения радиационной безопасности ставят происходящие в атомной отрасли инновации, связанные со строительством принципиально новых ядерных энергоблоков и созданием новых видов ядерного топлива. Начиная с 2018 г., ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России стал частью команды масштабного проекта «Прорыв», изучая влияние СНУП и МОКС топлива. Используя накопленный опыт и разработанную методологию проведения радиационно-гигиенических и медицинских исследований, необходимо изучать и другие виды нового ядерного топлива – РЕМИКС, интерметаллидное и др.

Важное направление радиационной безопасности – противодействие ядерному и радиологическому терроризму. На основе обобщения многолетнего опыта радиобиологических и радио-токсикологических исследований, впервые в мире разработана уникальная методология ядерно-криминалистических экспертиз, заложившая основу нового научного направления – медицинской ядерной криминалистики.

Созданная трудами нескольких поколений ученых ФМБЦ система радиационной безопасности в настоящее время обеспечивает полный цикл медико-гигиенической безопасности населения, проживающего в зоне влияния радиационно опасных объектов – от научной разработки до внедрения её в практику. Наши сегодняшние возможности в области радиационной безопасности населения и намеченные перспективы накладывают на нас особую ответственность и доказывают, что реализация наших научных разработок способствует: 1) уменьшению груза медицинских проблем, связанных с эксплуатацией различных РОО и ядерным наследием; 2) повышению уровня и качества жизни персонала и соответствующих контингентов населения России; 3) созданию необходимых условий для успешного развития атомной энергетики в Российской Федерации и укреплению национальной безопасности страны.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ПЕРСОНАЛА И НАСЕЛЕНИЯ. ИСТОРИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ И СОВРЕМЕННЫЕ ПРОБЛЕМЫ

**В. Г. Барчуков, В. Н. Ключков, О. А. Кочетков, С. М. Шинкарев,
А. П. Панфилов**

*ФГБУ «Государственный научный центр Российской Федерации – Федеральный
медицинский биофизический центр имени А. И. Бурназяна», Москва, Россия
эл. почта: barchval@yandex.ru*

Настоящее время характеризуется бурным развитием атомной отрасли, строятся разные типы новых энергетических реакторов, включая реакторы на быстрых нейтронах. При этом обеспечение радиационной безопасности (далее - РБ) персонала и населения остается приоритетной задачей. Это определяет необходимость постоянного обновления правовой, нормативной и методической базы по обеспечению РБ и ее гармонизацию с передовыми достижениями международной практики и полученных научных данных.

Анализ истории развития основ обеспечения РБ в России показал гармоничное развитие этих вопросов с международной нормативной базой. Конец 40-х и начало 50-х годов ознаменовались принятием в развитии концепции безопасного порога идеи толерантной дозы, которая нашла отражения в первых нормах РБ, принятых на предприятиях атомной отрасли СССР. В конце 70-х годов были сформулированы основополагающие положения современной системы радиационной защиты персонала и населения и в первую очередь понятие эффективной дозы и количественной оценки рисков, что легло в основу разработки Норм радиационной безопасности (далее – НРБ).

Законодательно требования международных документов по обеспечению РБ были реализованы в Федеральном законе от 09.01.1996 г. №3-ФЗ «О радиационной безопасности населения». Этот закон стал основой ряда постановлений Правительства Российской Федерации и Федеральных целевых программ, а также дал развитие нормативным правовым актам, устанавливающим санитарно-эпидемиологические требования в области обеспечения РБ: НРБ-99 и ОСПОРБ-99.

Идеологическая основа этого закона базируется на философии обеспечения РБ предложенной в Публикации 60 МКРЗ, где была предложена стратегия – не просто ограничение доз облучения, а управление источником на всех этапах его жизни, чтобы обеспечить его безопасное состояние. Контроль эффективных доз должен обеспечить обратную связь между источником облучения и системой обеспечения РБ. Были введены дозовые ограничения - пределы дозы, граничные дозы и референтные уровни.

Современные международные требования по обеспечению РБ представлены в Публикации 103 МКРЗ, которая является эволюционным развитием положений Публикации 60. При этом отмечается, что эффективная доза – это понятие, характеризующее облучения условного человека, и используется только для установления дозовых ограничений с целью демонстрации соответствия облучения требованиям РБ.

Рекомендации МКРЗ, положенные в основу научных докладов НКДАР, позволили разработать Международные стандарты безопасности МАГАТЭ, которые являются основой по выработке национальных стандартов.

Международные стандарты безопасности МАГАТЭ, разработанные на основе научных докладов НКДАР и рекомендаций МКРЗ служат основой по выработке национальных стандартов. Как отмечено выше действующий в настоящее время Федеральный закон от 09.01.1996 г. №3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» разработан на основе Публикации 60 МКРЗ. Таким образом действующие российские

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

документы, регулирующие РБ персонала, населения и охрану окружающей среды, уже не в полной мере соответствуют современной международной системе радиационной защиты и нуждаются в гармонизации с международными рекомендациями.

В 103 Публикации МКРЗ предложено выделять три ситуации облучения человека: планируемое, аварийное и существующее. Для планируемой ситуации облучения, за исключением медицинского облучения, предлагается использовать понятия дозовые пределы, а для ситуаций существующего и аварийного облучения введение референтных уровней. Также предлагается введение трех категорий облучения: профессиональное облучение, облучение населения и медицинское облучение. Предлагается предел дозы облучения хрусталика глаза для персонала снизить до 20 мЗв в среднем за год в течение пяти последовательных лет, но не более 50 мЗв в любой отдельно взятый год. В два раза предлагается снизиться верхние границы рекомендуемых уровней объемной активности радона в воздухе в жилых домах.

Нами, с учетом изложенного, предлагается либо внести соответствующие поправки в Федеральный закон № 3-ФЗ, либо принять новый законодательный акт с одновременной отменой действующего законодательного акта и изменением его названия. При этом мы учитывали тот факт, что Закон должен отражать системный характер обеспечения радиационной безопасности и учитывать нормы: ФЗ № 52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» от 30.03.1999г и ФЗ №170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995. Внесенные нами изменения в 22 статьи и дополнительное введение 12 новых статей согласно действующим Методическим рекомендациям по юридико-техническому оформлению законопроектов определяют необходимость принятия нового законодательного акта. С учетом принятого закона ФЗ №492-ФЗ «О биологической безопасности в Российской Федерации» от 30.12.2020 и находящегося в настоящее время в разработке закона «О химической безопасности в Российской Федерации» предлагаемым для разработки ФЗ «О радиационной безопасности в Российской Федерации» будет завершено законодательное регулирование безопасности при обращении основных факторов, воздействующих сегодня на человека.

Изменения философии обеспечения РБ, предложенные в Публикации 103 МКРЗ, формируют основные положения нового закона о РБ, в частности:

- в основе системы обеспечения РБ должен лежать приоритет охраны жизни и здоровья человека, настоящего и будущего поколений, а также окружающей среды от возможного воздействия ИИИ;

- система обеспечения РБ должна включать совокупность объектов, осуществляющих деятельность в области обращения с ИИИ, а также объектов инфраструктуры в области обеспечения РБ;

- потенциальная опасность радиационного объекта должна определяться его возможным радиационным воздействием на население и персонал при радиационной аварии.

Формирование нового закона определяет необходимость перестройки подходов к формированию нормативно-правовой базы регулирования РБ, в частности:

- основные нормативно-правовые положения установить на уровне Федерального закона;

- количественные критерии регулирования РБ установить в утверждаемых Правительством Российской Федерации НРБ и ОСПОРБ;

- нормативно-методические положения, необходимые для практического регулирования и обеспечения РБ, устанавливать в документах, утверждаемых органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять:

- федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор – в части обеспечения радиационной безопасности человека (персонал и население);

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

- для отдельных отраслей промышленности с особо опасными условиями труда – ФМБА России,

- федеральный государственный экологический, технологический и атомный надзор – в части РБ ОИАЭ и используемых технологий.

Предполагается в новом законе и изменить систему регулирования в области обеспечения РБ, в частности, включить положения по разграничению прав и обязанностей федеральных органов исполнительной власти, уполномоченных осуществлять регулирование и регулирующий надзор в области обеспечения РБ, включая разграничение деятельности надзорных органов по утверждению нормативных и методических документов в рамках своей области ответственности. Также необходимо определить в законе статус и полномочия Российской научной комиссии по радиационной защите (РНKRЗ), как независимой вневедомственной экспертной организации по вопросам обеспечения радиационной безопасности, состоящей из ведущих ученых и специалистов в этой области.

Таким образом, обобщая выше сказанное, следует отметить, что только системный подход, основанный на современных данных мировой науки по обеспечению радиационной безопасности, с учетом существующей законодательно-правовой базой, принятой в настоящее время в стране, позволит перейти на качественно новый уровень защиты персонала и населения при выполнении работ с ИИИ, но при этом не приведет к чрезмерной финансовой нагрузки на бюджет отрасли вообще и конкретных предприятий в частности.

УПРАВЛЕНИЕ ТЕРРИТОРИЯМИ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ, СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПРАВОВОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ

Д. Е. Павлов, Е. В. Шмелева, Л. Б. Басалай

*Департамент по ядерной и радиационной безопасности Министерства по чрезвычайным
ситуациям Республики Беларусь,*

Минск, Республика Беларусь

эл. почта: pavlov@gosatomnadzor.gov.by

Аннотация: В статье описываются подходы к организации Госатомнадзором (Департаментом по ядерной и радиационной безопасности МЧС Республики Беларусь) трансформации нормативно-правовой базы Республики Беларусь в сфере управления территориями, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС. Обоснован переход от концепции «аварийного реагирования» к системе «управления ядерным наследием» с разработкой новой классификации территорий. Предложены научно обоснованные критерии пересмотра зонирования, обоснованы правовые механизмы интеграции новых подходов в законодательство. Даны предложения по применению белорусского опыта для международной практики управления территориями, подвергшимися радиоактивному загрязнению.

Ключевые слова: Чернобыльская АЭС, радиоактивное загрязнение, законодательное регулирование, зонирование территорий, правовой режим, управление наследием, радиационная безопасность, международный опыт.

Введение

Катастрофа на Чернобыльской АЭС в 1986 году привела к долговременному радиоактивному загрязнению 23% территории Республики Беларусь (46,615 тыс.км²),

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

затронув 3 678 населенных пунктов с населением 2,2 млн человек. За прошедшие почти четыре десятилетия радиационная обстановка значительно улучшилась благодаря естественному распаду радионуклидов и реализованным защитным мерам – площадь загрязненных территорий сократилась в 1,8 раза и в настоящее время составляет 25,49 тыс. км² (12,3% территории страны).

За этот период в Беларуси реализовано пять Государственных программ по преодолению последствий катастрофы, на которые направлено более 19 млрд долларов США в эквиваленте. В настоящее время заканчивается шестая программа на 2021-2025 годы.

Программы Союзного Государства, международные проекты значительно дополнили усилия национальных программ. Проекты охватывали широкий спектр мероприятий: от восстановления инфраструктуры, создания предприятий и рабочих мест, развития сельского хозяйства до внедрения современных технологий мониторинга и реабилитации земель.

Несмотря на значительные достижения в области реабилитации пострадавших территорий, правовая база, сформированная в начале 1990-х годов для условий аварийной ситуации, не в полной мере отражает современную радиационную обстановку и международные подходы к управлению территориями ядерного наследия.

В статье анализируется научное обоснование и правовые механизмы перехода от парадигмы «аварийного облучения» к системе устойчивого управления затронутыми загрязнением территориями, рассматривается возможность применения подходов Республики Беларусь для международной практики.

Анализ текущей системы регулирования

Действующая система зонирования территорий радиоактивного загрязнения, разработанная в 1991 году, включает пять зон: эвакуации (отчуждения), первоочередного отселения, последующего отселения, с правом на отселение и проживания с периодическим радиационным контролем. Критериями для определения зон служат величина средней годовой эффективной дозы облучения населения и плотность загрязнения почв радионуклидами.

На первоначальном этапе преодоления последствий катастрофы эта система отработала на «отлично», но в настоящее время очевидна необходимость изменения классификации (категоризации) загрязненных территорий:

- консервация аварийного подхода: правовой режим территорий ориентирован на условия пост-аварийного периода без учета состоявшегося перехода к ситуации существующего облучения;
- социально-экономические ограничения: жесткие рамки зонирования создают барьеры для вовлечения в экономическую деятельность и устойчивого развития пострадавших регионов, формируя «стигматизированный имидж» территорий;
- несоответствие правового режима реальной радиационной обстановке: естественный распад радионуклидов привел к значительному улучшению ситуации, но это не в полной мере отражено в законодательстве;
- не оптимальная административно-экономическая нагрузка: существующая система требует значительных ресурсов на обеспечение контрольно-пропускного режима на площади 4,3 тыс. км², включая Полесский государственный радиационно-экологический заповедник (ПГРЭЗ) площадью 217 тыс. гектаров.

Международный контекст и сравнительный анализ

После аварии на Чернобыльской АЭС МАГАТЭ выступило ключевым партнером для Республики Беларусь, инициировав международные проекты по оценке радиационной обстановки и разработке стратегий реабилитации. Подход МАГАТЭ и Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ) эволюционировал от первоначальных жестких

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ограничений к более гибкой системе, ориентированной на долгосрочное управление рисками и постепенное возвращение загрязненных территорий к нормальной жизни.

Важнейшим принципом, заложенным в международных рекомендациях и реализованным в Республике Беларусь, стало установление предела годовой эффективной дозы облучения населения в 1 мЗв (сверх естественного фона) в качестве основного критерия для принятия решений о необходимости проведения защитных мероприятий. Этот критерий стал основой для создания детальной системы зонирования, которая позволяет дифференцированно подходить к применению защитных мер на территориях с разным уровнем риска.

Методология исследования

Для разработки новой системы управления территориями ядерного наследия использован комплекс методов:

- сравнительно-правовой анализ международных подходов к управлению территориями с особыми радиэкологическими рисками;
- статистический анализ данных радиационного мониторинга за период с 1986 по 2025 годы;
- анализ действующего законодательства Республики Беларусь;
- прогнозирование изменения радиационной обстановки на период до 2050 года.

В рамках научного сопровождения Государственной программы по преодолению последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС на 2021-2025 годы Международным государственным экологическим институтом им. А.Д. Сахарова БГУ Министерства образования Республики Беларусь и Республиканским научно-практическим центром радиационной медицины и экологии человека Министерства здравоохранения Республики Беларусь выполнены комплексные исследования, результаты которых легли в основу предлагаемых решений.

Предлагаемая новая модель законодательного регулирования

По результатам проведенных исследований выработана концепция перехода от «аварийного» зонирования к классификации территорий по критерию безопасности для осуществления хозяйственной деятельности.

Новая система классификации территорий

Предлагается упразднить текущее зонирование и отойти от термина «зона», осуществив переход к трехуровневой системе:

1. **Территории с проведением защитных мероприятий** – территории проживания населения, где ведение хозяйственной деятельности осуществляется при условии проведения защитных мероприятий для обеспечения качества производимой продукции;
2. **Территории специального режима содержания** – территории, на которых установлен и сохраняется контрольно-пропускной режим, имеется ряд ограничений на осуществление видов деятельности, запрещено проживание;
3. **Территории ядерного наследия** – территории, на которых все виды деятельности подлежат обоснованию безопасности их осуществления, обязательен учет дозовых нагрузок от выпадений всего спектра радионуклидов, обеспечено нормирование и организован радиационный контроль всей перемещаемой за пределы территории продукции.

Критерии классификации

Классификацию территории радиоактивного загрязнения предлагается осуществлять по критерию плотности загрязнения почв радионуклидами, а отнесение населенных пунктов к территории радиоактивного загрязнения – по критерию величины

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

средней годовой эффективной дозы облучения населения. При расчете дозы учитывается плотность загрязнения почв для определения вклада внешнего облучения.

Таблица 1 - Сравнительная характеристика действующей и предлагаемой систем регулирования

Критерий	Действующая система (1991 г., 2012 г., 2022 г.)	Предложение (2027-2029 гг.)
Основной принцип	Аварийное реагирование	Управление наследием
Правовой режим	Зонирование (5 зон)	Классификация по безопасности (3 категории)
Критерии отнесения территорий	Доза облучения + плотность загрязнения + возможность производства «чистой» продукции	Безопасность деятельности + плотность загрязнения
Критерии отнесения населенных пунктов	Доза облучения + плотность загрязнения	Доза облучения
Социально-экономический аспект	Ограничительно-запретительный подход	Обоснованное сбалансированное развитие
Перспектива	Статичная	Адаптивная

Правовые механизмы реализации

Реализация новой системы требует внесения изменений в Закон Республики Беларусь «О правовом режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС», включая:

- переход на новую классификацию территорий и населенных пунктов;
- определение и установление регулирующих требований для каждой категории территорий;
- уточнение компетенций органов государственного управления в сфере преодоления последствий катастрофы;
- разработку механизмов адаптивного управления, позволяющих оперативно реагировать на изменения радиационной обстановки.

Работа по пересмотру закона с актуализацией подзаконных актов и других нормативных правовых актов запланирована на 2027-2029 годы и включена в Программу деятельности Правительства Республики Беларусь на 2025-2029 годы.

Внедрение новой системы управления территориями ядерного наследия сопряжено с комплексом вызовов:

- **правовая гармонизация:** переход к новой системе классификации требует согласования с другими отраслями законодательства, включая трудовое, экологическое, административное, земельное. Необходима комплексная переработка более 20

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

нормативных правовых актов для обеспечения непротиворечивости правового регулирования;

- **социально-экономическая адаптация:** изменение правового статуса территорий потребует разработки механизмов социальной защиты населения, программ экономического стимулирования развития пострадавших регионов, мер по повышению их инвестиционной привлекательности;

- **институциональные преобразования:** необходимо перераспределение полномочий между органами государственного управления, оптимизация системы радиационного контроля и мониторинга, оценка эффективности новых подходов, подготовка кадров для работы в условиях обновленной парадигмы управления.

Объект ядерного наследия – Полесский государственный радиационно-экологический заповедник

Полесский государственный радиационно-экологический заповедник (ПГРЭЗ) был создан в 1988 году на наиболее сильно пострадавших от аварии на Чернобыльской АЭС территориях Гомельской области.

Его уникальность и основная проблема заключаются в том, что это не просто заповедник, а крупнейшая в Беларуси резервация – территория отчуждения с исключительно высокими уровнями радиоактивного загрязнения. Земли заповедника загрязнены долгоживущими радионуклидами «чернобыльского происхождения», прежде всего цезием-137, стронцием-90, а также изотопами плутония и америция-241. Трансурановые элементы обладают огромным периодом полураспада и будут представлять угрозу для окружающей среды и человека на протяжении тысячелетий. В целях реализации системы управления объектами ядерного наследия и как следствие для минимизации радиационных рисков необходимо реализовать комплекс следующих мер:

- провести полномасштабное радиационное обследование территории;

- разработать и законодательно закрепить методики зонирования по полному спектру радионуклидов, нормативы содержания радионуклидов для объектов контроля;

- регламентировать всю хозяйственную деятельность, пересмотрев требования к производству работ с учетом радиационного фактора и обеспечить их нормативно-правовое закрепление.

Оптимизация контрольно-пропускного режима

Процедура отмены контрольно-пропускного режима (КПР) на чернобыльских территориях сопряжена с комплексом вопросов, ключевым из которых является необходимость обеспечения безопасности при переводе земель под иной вид хозяйственного использования.

В настоящее время порядка 30 процентов площадей, на которых установлен КПР (не включая территорию ПГРЭЗ), могут быть выведены из-под регулирующего контроля при подготовке и принятии соответствующих решений. Отмена КПР позволит оптимизировать охранно-режимные мероприятия, а также сократить расходы на содержание отселенных территорий, оставшихся под контролем.

При этом, снятие КПР и передача земель в ведение местных органов власти требуют разработки четкого регламента дальнейшей деятельности на этих территориях. Как показывает практика, ранее выведенные из-под КПР земли в основном передавались для ведения лесного хозяйства. Однако на таких территориях сохраняется особый правовой статус, например, запрещающий разведение костров, а также обязывающий проводить радиационный контроль заготавливаемой продукции. Это означает, что отмена КПР не снимает всех ограничений на использование этих территорий и требует от регулирующего органа (Госатомнадзора) установления правил по разработке и реализации соответствующего комплекса мер по обеспечению радиационной безопасности.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Глобальное значение предлагаемых изменений

Разрабатываемая Республикой Беларусь новая модель законодательного регулирования безопасности таким образом может представлять интерес для других стран, сталкивающихся со схожими задачами:

- концептуальный вклад. Республика Беларусь демонстрирует переход от реактивной модели управления (реагирование на последствия) к проактивной (упреждающая адаптация), что соответствует современным подходам к управлению рисками в условиях долгосрочных вызовов. Этот опыт особенно важен в контексте глобального обсуждения вопросов управления территориями, пострадавшими от радиационных аварий;

- нормативно-правовой опыт. Разрабатываемая система представляет интерес для подготовки рекомендаций по управлению в целом территориями радиоактивного загрязнения вследствие радиационной аварии;

- научно-методологическое значение. Предлагаемые критерии и методы оценки безопасности территорий могут быть использованы в международной практике для разработки стандартизированных подходов к классификации территорий;

- экономика восстановления. Белорусский опыт демонстрирует возможность совмещения требований радиационной безопасности с задачей социально-экономического развития пострадавших регионов, что представляет ценность для устойчивого развития территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению.

Заключение

Эволюция законодательного регулирования загрязненных территорий в Беларуси отражает глобальную тенденцию перехода от жестких запретительных мер к сбалансированным подходам, сочетающим требования безопасности с необходимостью социально-экономического развития. Предлагаемая новая система классификации территорий, основанная на научно обоснованных критериях безопасности, представляет собой современный ответ на долгосрочные вызовы, возникшие после чернобыльской катастрофы.

Реализация предлагаемых изменений потребует последовательной работы по гармонизации законодательства, развитию институционального потенциала и международного сотрудничества. Успешная реализация этой реформы будет иметь не только национальное значение, но и внесет вклад в развитие международных подходов к управлению территориями, подвергшимися радиоактивному загрязнению, установив новые стандарты для ответственного и научно обоснованного регулирования в этой сложной области.

Международное сообщество может использовать белорусский опыт при разработке стратегий управления территориями, пострадавшими от радиационных аварий, а также в контексте обсуждения проблем ядерного наследия в глобальном масштабе. Дальнейшие исследования в этой области должны быть направлены на разработку международных стандартов и руководств по управлению территориями ядерного наследия, учитывающих современные научные знания и практический опыт стран, столкнувшихся с подобными вызовами.

ЛИТЕРАТУРА

1. Закон Республики Беларусь от 26.05.2012 № 385-З «О правовом режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС».

2. Постановление Совета Министров Республики Беларусь от 21.04.2021 № 159 «Об утверждении Государственной программы по преодолению последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС на 2021-2025 годы».

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

3. Постановление Совета Министров Республики Беларусь от 15.08.2023 № 535 «Об основных направлениях проведения единой государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности».

4. 35 лет после чернобыльской катастрофы: итоги и перспективы преодоления ее последствий: национальный доклад Республики Беларусь /Департамент по ликвидации последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь, 2020

КОМПЛЕКСНЫЙ ЭКОЛОГО-ГИГИЕНИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ НА ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ

С. М. Киселёв, Н. К. Шандала, Л. П. Сычева, Ю. Н. Зозуль, В. В. Шлыгин,
С. В. Ахромеев

Федеральное государственное бюджетное учреждение «Государственный научный центр Российской Федерации - Федеральный медицинский биофизический центр имени А. И. Бурназяна», Москва, Россия
эл. почта: sm_kiselev@mail.ru

В работе представлен эколого-гигиенический взгляд на проблему оценки техногенного воздействия на окружающую среду и человека на территориях, загрязненных в результате прошлой деятельности. В качестве таких территорий рассмотрены объекты бывшей военной инфраструктуры – береговые технические базы ВМФ России, а ныне объекты ядерного наследия. Они были созданы в северо-западном и дальневосточном регионах России в 60-х годах XX столетия и предназначались для технического сопровождения процесса перезарядки реакторов атомных подводных лодок свежим топливом (рис.1). После окончания их эксплуатации по прямому назначению, объекты не были выведены из эксплуатации должным образом, их инфраструктура деградировала, что привело к нарушению инженерных барьеров хранилищ ОЯТ и РАО и техногенному загрязнению окружающей среды. В 2000 году было принято решение об их экологической реабилитации.



Рис.1 - Объекты ядерного наследия в Северо-Западном и Дальневосточном регионах России

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Особенности загрязнения природной среды на исследуемых площадках обусловлены как результатами предыдущей деятельности, осуществляемой на этих объектах в период активной эксплуатации атомного флота, так и текущей, связанной с восстановлением загрязненных территорий.

Характеристика радиационно-гигиенической обстановки

Неоднородность пространственного распределения полей гамма-излучения.

Мощность дозы гамма-излучения варьирует в широком диапазоне от 0,1 до 65 мкЗв/час при естественном фоне 0,15 мкЗв/час.

Загрязнение техногенными радионуклидами, среди которых доминируют ^{137}Cs , ^{90}Sr , носит локальный характер и связано с миграцией радионуклидов в окружающую среду из хранилищ ОЯТ и РАО. По уровню радиоактивного загрязнения грунты относятся преимущественно к категории промышленных отходов, достигая категории ОНАО на отдельных участках промплощадок. Загрязнение распространяется в глубину грунта и проникает в подземные воды. Описанные особенности загрязнения природной среды характерны для промышленных площадок исследуемых объектов. Прилегающие селитебные территории характеризуются фоновыми показателями техногенного загрязнения. Суммарная СГЭД внешнего и внутреннего облучения от техногенных источников существенно ниже предела дозы для населения, установленного НРБ-99/2009, и варьирует в диапазоне 10-30 мкЗв/год [1].

Комплексный характер загрязнения площадок ядерного наследия

Наши исследования показали, что спектр загрязнителей окружающей среды (далее ОС) нерадиоактивной природы более разнообразен, по сравнению с радионуклидным составом загрязнения исследуемых объектов. Так, например, сравнительный анализ загрязнения подземных вод техногенными радионуклидами и тяжелыми металлами позволяет отметить следующую особенность, характерную для всех объектов ядерного наследия. Наряду с локальным характером загрязнения подземных вод техногенными радионуклидами (преимущественно ^{90}Sr), выявлен широкий спектр металлов I, II и III классов опасности (рис.2). При этом загрязнение, как правило, характеризуется более широким ареалом распространения в подземных водах по сравнению с техногенными радионуклидами.

Объекты ядерного наследия	Радионуклиды			Токсичные металлы													
	^{137}Cs	^{90}Sr	^{60}Co	Cd	As	Zn	Pb	Ni	Cu	V	Mn	Ba	Be	Tl	Al	Fe	Mg
БТБ (А)	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue
БТБ (Г)	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue
БТБ (С)	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue
БТБ (К)	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue
УАПЛ (Р)	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue
УАПЛ (С)	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue	Blue

Рис. 2 - Матрица загрязнения природной среды токсичными металлами на территории объектов ядерного наследия

Синий цвет - подземные воды и поверхностные водотоки. Коричневый цвет – грунты.

Причем по уровню техногенного воздействия загрязнение ОС токсичными металлами достигает уровня чрезвычайно опасного загрязнения (рис.3).

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

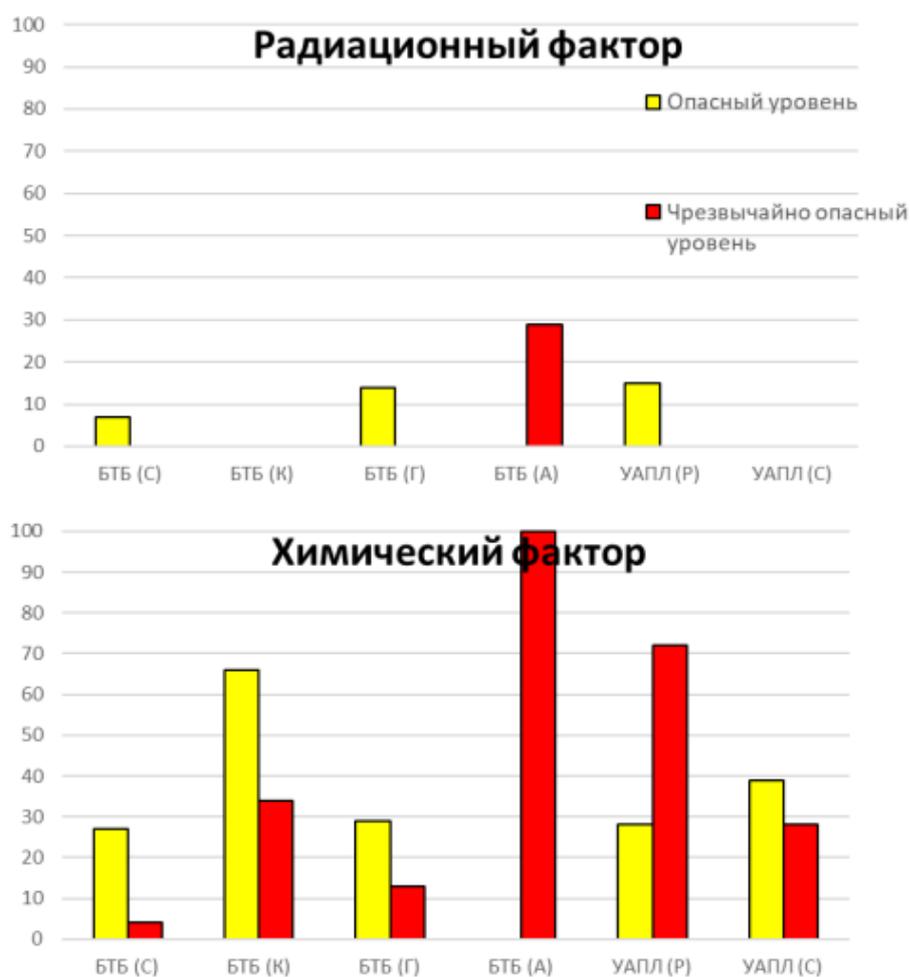


Рис.3 - Сравнительная оценка антропогенного воздействия на подземные воды соединений радиационной и нерадиационной природы с применением разработанной методологии интегральной оценки загрязнения [2,3]

По шкале Y отмечен процент встречаемости проб в означенных категориях («опасный» и «чрезвычайно опасный») в процессе проведения мониторинговых исследований состояния загрязнения ООС. По оси X отмечены исследуемые объекты ядерного наследия.

Таким образом, гигиеническое состояние площадок наследия определяется устойчивым гетерогенным характером загрязнения окружающей среды радионуклидами и токсичными металлами. Причем уровень химического загрязнения носит более выраженный характер. Это означает, что система контроля и мониторинга за состоянием безопасности окружающей среды при реабилитации ОЯН должна включать наряду с традиционным радиационным контролем, элементы химического мониторинга с установлением контрольных уровней, подобно радиационному фактору.

Биомониторинг

Многофакторный характер загрязнения определяет необходимость совершенствования системы мониторинга, ориентированного на оценку и прогнозирование потенциала сочетанного действия загрязнителей на окружающую среду на человека и окружающую среду.

Для решения данной задачи в настоящей работе применен комплекс методов биомониторинга, позволяющий на разных уровнях организации живой материи: организменном, клеточном и генетическом изучить особенности ответа биологических

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

объектов на антропогенное воздействие на площадках ядерного наследия. В биоиндикационном исследовании выявлены изменения стабильности развития и репродуктивных функций у референтных растений. С применением методов биотестирования показано статистически значимое изменение как уровня митотической активности корневых меристем, так и частоты аберрантных клеток. Причем эти два биологических показателя согласуются между собой по степени ингибирующего действия, что указывает на выраженную цито- и генотоксичность подземных вод и грунтов исследуемых площадок. Характер цитогенетических нарушений свидетельствует о ведущей роли химических загрязнителей в наблюдаемом генотоксическом эффекте. Преобладание в спектре цитогенетических эффектов нарушений хроматидного типа (одиночных хроматидных фрагментов и мостов) позволило сделать предположение о ведущей роли химического мутагенеза [4]. Применение методов биомониторинга существенно дополняет информативность оценки качества окружающей среды, и позволяет не только определить потенциальную опасность формируемой на объекте среды, но и раскрыть возможные последствия для биоты, контактирующей с природными средами.

Мониторинг здоровья

Гигиенические исследования производственной среды показывают присутствие токсикантов различной природы, вместе с тем уровни их содержания не превышают гигиенических нормативов.

Важной задачей является раннее выявление у человека донозологических состояний, при которых клинические проявления заболеваний еще отсутствуют, но организм уже сигнализирует о неблагополучии, свидетельствующем об истощении его функциональных резервов. Оценка потенциала сочетанного воздействия факторов различной природы на организм человека является нерешенной проблемой, актуальность которой диктует необходимость развития новых методов и подходов в этой области. Современное развитие медицинской науки и биомедицинских технологий позволяет предложить методы, направленные на повышение информативности оценки влияния факторов внешней среды на организм человека.

Для оценки качества производственной среды и среды обитания населения в районах расположения объектов ядерного наследия нами впервые апробирована усовершенствованная методика буккального микроядерного цитомного теста (далее-БМЦТ), разработанная отечественными специалистами.

БМЦТ представляет собой метод оценки хромосомных повреждений в клетках эпителия слизистой рта и базируется на морфологических изменениях клеток, обусловленных патологией генетического аппарата.

Особенностью применяемого подхода является анализ полного спектра состояния ядра эпителиальных клеток, который позволяет оценить как цитогенетическое так и цитотоксическое действие факторов внешней среды и описать их количественно в виде интегрального показателя – индекса накопления цитогенетических нарушений. Учитывая постоянное обновление клеток буккального эпителия, БМЦТ может быть использован для мониторинга состояния здоровья человека в меняющихся условиях окружающей среды.

Применение метода в режимах обсервационных одномоментных и многолетних мониторинговых исследований позволило решить ряд важных практических задач [5]:

- определить производственные участки с устойчивым воздействием производственных факторов на персонал в условиях отсутствия превышений гигиенических нормативов на рабочих местах;
- идентифицировать работников, характеризующихся высокими индексами накопления цитогенетических нарушений. Причем в состав исследуемых лиц включали условно здоровых людей, без острых и хронических заболеваний.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Полученные результаты позволяют рассматривать БМЦТ в качестве чувствительного инструмента индикации донозологических изменений у человека, сигнализирующего о необходимости проведения профилактических мероприятий, включая дополнительные обследования, улучшение условий труда и проведения мероприятий по оздоровлению.

С практической точки зрения реализации метода в формате мониторинговых исследований важным преимуществом метода является возможность неинвазивного забора биоматериала и оперативность получения результатов. Данное исследование может проводить цитолог, входящий в состав персонала медико-санитарной части, с использованием оборудования, которым штатно укомплектованы медицинские учреждения практического здравоохранения. Преимуществом теста является возможность долгосрочного хранения подготовленных препаратов и их повторный анализ независимым экспертом.

Заключение

Устойчивое загрязнение площадок ядерного наследия токсичными металлами определяет необходимость установления их контроля и мониторинга при оценке качества окружающей среды в процессе экологической реабилитации. Многофакторный характер загрязнения определяет необходимость развития подходов, ориентированных на оценку и прогнозирование потенциала интегрального воздействия загрязнителей на человека и окружающую среду. На основе междисциплинарного подхода разработана и апробирована на практике методология комплексного эколого-гигиенического мониторинга, развивающего положения традиционного радиационно-гигиенического мониторинга.

Авторы выражают благодарность сотрудникам НИЦ «Курчатовский институт» - ВНИИРАЭ г. Обнинск С.А. Гераськину, А.А. Удаловой и специалистам Обнинского института атомной энергетики (ИАТЭ НИЯУ МИФИ) Т.А. Горшковой, С.В. Пятковой за организацию, участие в проведении и анализе результатов биологического мониторинга на объектах ядерного наследия.

ЛИТЕРАТУРА

1. Н. К. Шандала С. М. Киселев, А. В. Титов Научно-практический опыт надзорной деятельности в области обеспечения защиты населения и окружающей среды на объектах ядерного наследия России // Радиационная гигиена. – 2019. – Т. 12, № S2. – С. 83-96.
2. В. В. Шлыгин, С. М. Киселев, Ю. Н. Зозуль [и др.] Разработка интегрального подхода к оценке эколого-гигиенической обстановки в районах расположения радиационно-опасных объектов // Здоровье и окружающая среда. – 2023. – № 33. – С. 64-70.
3. С. М. Киселев, В. В. Шлыгин, Ю. Н. Зозуль [и др.] Интегральная оценка эколого-гигиенической обстановки в районах расположения объектов ядерного наследия // Здоровье и окружающая среда. – 2024. – № 34. – С. 54-59.
4. А. А. Удалова, С. В. Пяткова, С. А. Гераськин [и др.] Оценка цито- и генотоксичности подземных вод, отобранных на промплощадке Дальневосточного центра по обращению с радиоактивными отходами // Радиационная биология. Радиоэкология. – 2016. – Т. 56, № 2. – С. 208.
5. L. P. Sycheva, S. M. Kiselev, N. K. Shandala Cytogenetic analysis (buccal micronucleus cytome assay) of radioactive waste management workers // Mutation Research. Genetic Toxicology and Environmental Mutagenesis. – 2021. – Vol. 870-871. – P. 503403. – DOI 10.1016/j.mrgentox.2021.503403.

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ОЦЕНКА ПРЕДПОЛАГАЕМЫХ ФАКТОРОВ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ В РЕЖИМЕ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС, НАХОДЯЩЕЙСЯ НА ЭТАПЕ ПРОЕКТИРОВАНИЯ

И. А. Родионов¹, Д. К. Сапрыкин¹

¹ НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

эл. почта: Rodionov_IA@nrcki.ru

Важным фактором обоснования безопасности АЭС является оценка её радиационного воздействия на население вследствие работы в режиме нормальной эксплуатации. Одним из двух факторов воздействия являются газоаэрозольные выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду (ОС) [1].

В соответствии с действующими правилами [2-4], в результате радиационного воздействия АЭС дозовые нагрузки на население при нормальной работе не должны превышать специально выделенную из годового дозового предела квоту. Данное условие на практике контролируется двумя путями – установлением нормативов выбросов РВ [5] и созданием санитарно-защитной зоны (СЗЗ) [3], учитывающей особенности распространения радиоактивной примеси от источников выброса с АЭС. Как показывает анализ [6], размер СЗЗ можно варьировать путем задания нормативов допустимых выбросов РВ, причем их численные значения могут быть установлены на таком уровне, что не потребуются выделение специальной территории за пределами промплощадки для организации СЗЗ. Важно отметить, что установление границы СЗЗ по границе промплощадки является требованием к новым проектам АЭС [3].

При наличии информации о фактических выбросах, подход к оценке радиационного воздействия определен на всех этапах от определения перечня радионуклидов до оценки его степени риска для населения.

Однако для проектируемых объектов имеются определенные сложности, а именно, отсутствие единого рекомендуемого перечня радионуклидов, который затем может быть использован для оценки пределов допустимой радиационной обстановки в рамках моделей устанавливаемых и/или предлагаемых в [5, 7].

На данный момент, в нормативной документации, в части обеспечения радиационной безопасности, можно выделить два действующих документа, положения которого могут быть применены для проектируемой АЭС, содержащих перечень радионуклидов это [2] и [8].

Данные документы обладают своими преимуществами и недостатками. В [2] приведен перечень радионуклидов (Сумма ИРГ¹, ¹³¹I, ⁶⁰Co, ^{134,137}Cs) и соответствующие им значения допустимого и предельно допустимого выброса. Однако приведенные численные значения заданы в документе директивно, без учета климатических условий, и в отдельных ситуациях могут не соответствовать условиям радиационной безопасности и санитарных правил [6]. Дополнительно, в перечне отсутствуют важные для контроля радионуклиды ³H и ¹⁴C. Тогда как [8] напротив содержит обширный перечень загрязняющих веществ (не только радиоактивных), что при анализе отдельного аспекта эксплуатации АЭС может оказаться излишней информацией.

Проведенный анализ на основании приведенной в ежегодниках ФГБУ «Тайфун» по радиационной обстановке на территории России с 2019 г. по 2023 г. показывает, что для действующих АЭС с реактором ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 основными радионуклидами,

¹ ИРГ – инертный радиоактивный газ

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

формирующими радиационную обстановку, являются ^3H , ^{14}C , ^{131}I , ^{60}Co , $^{134,137}\text{Cs}$ и различные ИРГ (Ar, Kr, Xe). Анализ зарубежных АЭС, созданных по российским проектам (АЭС Темелин, АЭС Козлодуй), для которых в открытом доступе представлен более полный перечень выбрасываемых радионуклидов (48 для АЭС Козлодуй и 45 для АЭС Темелин), подтверждает указанный перечень основных радионуклидов за исключением ^{134}Cs и суммы ИРГ.

Таким образом, можно сделать вывод, что для разработки пределов по выбросам проектируемой АЭС, достаточным перечнем для анализа может являться: ^3H , ^{14}C , ^{131}I , ^{60}Co , $^{134,137}\text{Cs}$ и сумма ИРГ (Ar, Kr, Xe).

Важным аспектом безопасности также является учет наличия кратковременных выбросов с АЭС в результате работ по расхолаживанию и разуплотнению реакторной установки, при этом, отдельный контроль в действующих нормативных документах отсутствует.

В качестве подхода к учету указанного аспекта можно принять следующее. В соответствии с определением границы СЗЗ [3] и её зависимости от ПДВ и ДВ, при составлении проекта СЗЗ и оценки её размера, граница СЗЗ должна учитывать не только выбросы создаваемые АЭС в результате её работы в режиме нормальной эксплуатации, но и кратковременные выбросы. То есть, критерием, определяющим безопасность АЭС должна оставаться величина годовой эффективной дозы 10 мкЗв/год – следовательно, длительный непрерывный выброс и кратковременный выброс не должны приводить к превышению данного критерия.

ЛИТЕРАТУРА

1. Курындин А. В., Шаповалов А. С., Орлов М. Ю., Иванов Е. А., Строганов А. А., Тимофеев Н. Б. Соответствие между размерами санитарно-защитной зоны и предельно допустимыми выбросами радио активных веществ атомных станций в атмосферу // Ядерная и радиационная безопасность. 2024. № 2 (112). С. 5–16. DOI: 10.26277/SECNRS.2024.112.2.001.

2. О введении в действие санитарно-эпидемиологических правил и нормативов СанПиН 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03)»: постановление Министерства здравоохранения Российской Федерации Главного санитарного врача от 28.04.2003 № 69.

3. Об утверждении санитарных правил СП 2.6.1.2216-07 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ (СП СЗЗ и ЗН-07)»: постановление Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 29.05.07 № 30.

4. СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)»

5. Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (ПДВ-2012): утв. приказом Ростехнадзора от 07.11.2012 № 639.

6. Родионов И. А., Сапрыкин Д. К. Варианты определения границы (радиуса) санитарно-защитной зоны в зависимости от климатических условий и установленных нормативов предельно допустимых выбросов // Ядерная и радиационная безопасность. 2024. № 4 (114). С. 58–66. DOI: 10.26277/SECNRS.2024.114.4.004.

7. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуются методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух. РБ-106-21: утв. приказом Ростехнадзора от 30.08.2021 № 288.

8. Об утверждении перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды: распоряжение Правительства Российской Федерации от 20.10.2023 №2909-р. 30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ УСТАНОВОК УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

П. А. Кизуб, П. А. Блохин

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: kizub@ibrae.ac.ru

Введение

В настоящее время в рамках федерального проекта «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий» ведутся работы по проектированию новых и модернизации существующих установок управляемого термоядерного синтеза (далее термоядерных установок). Разрабатываются токамак нового поколения (токамак с реакторными технологиями (ТРТ)) [1], генератор нейтронного излучения (мощный источник нейтронов (МИН)) [2] и рассматривается возможность перехода токамака Т-15МД [3] с водородного на дейтериевое топливо. Данные установки являются импульсными источниками высокоэнергетического нейтронного излучения с характеристиками, представленными в таблице 1.

Таблица 1 – Характеристики импульсных нейтронных излучений термоядерных установок

Характеристика нейтронного источника	Установка		
	МИН	Т-15МД	ТРТ
Энергия нейтронов, МэВ	14,1 – 13%, 2,45 – 87 %	14,1 – 1%, 2,45 – 99%	14,1 – 1%, 2,45 – 99%
Выход нейтронов, н/с	10 ²¹	10 ¹⁵	10 ¹⁸
Длительность импульса, с	10 ⁻⁵	10	100
Периодичность импульсов	1 раз в месяц	1 раз в 15 минут	1 раз в час
Примерное число импульсов в год	12	1000	20

Мгновенные нейтроны будут взаимодействовать с материалами установки и помещения, что приведет к активации данных материалов (образованию радионуклидов) и возникновению радиационных полей не только во время импульса, но и после него. Кроме того, это приведет к необходимости обращения с радиоактивными материалами:

- замена обращенных к плазме конструкций во время эксплуатации установки;
- демонтаж, транспортировка и захоронение РАО, образующихся при выводе из эксплуатации установки [4].
- Для обеспечения безопасности персонала термоядерной установки потребуются следующие мероприятия (меры радиационной защиты):
- использование дополнительной специально сооружаемой биологической защиты (БЗ) (система физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения);
- установление запретной зоны, на территории которой не допускается нахождение персонала во время импульса (запретная зона);

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

- установление запретного периода, в течение которого не допускается нахождение персонала на рабочих местах во время и после импульса установки (запретные времена);

- нормирование времени работы персонала в помещениях.

Вышеперечисленные меры защиты должны обеспечивать не превышение допустимых радиационных уровней для персонала и населения, установленных в нормативном документе [5] с учетом коэффициента запаса при проектировании биологической защиты, равного 2 [6].

Выбор и обоснование мер радиационной защиты проектируемой термоядерной установки необходимо выполнять в первую очередь расчетным путем с использованием отечественных прецизионных программ для ЭВМ (таких как TDMCC [7] и TRACT-F [8]).

Расчетная методика выбора и обоснования мер радиационной защиты персонала термоядерной установки

Алгоритм расчётной методики обоснования радиационной безопасности термоядерных реакторов и установок с учетом активации конструкционных материалов схематично представлен на рисунке 1. Как видно, он включает 5 этапов.

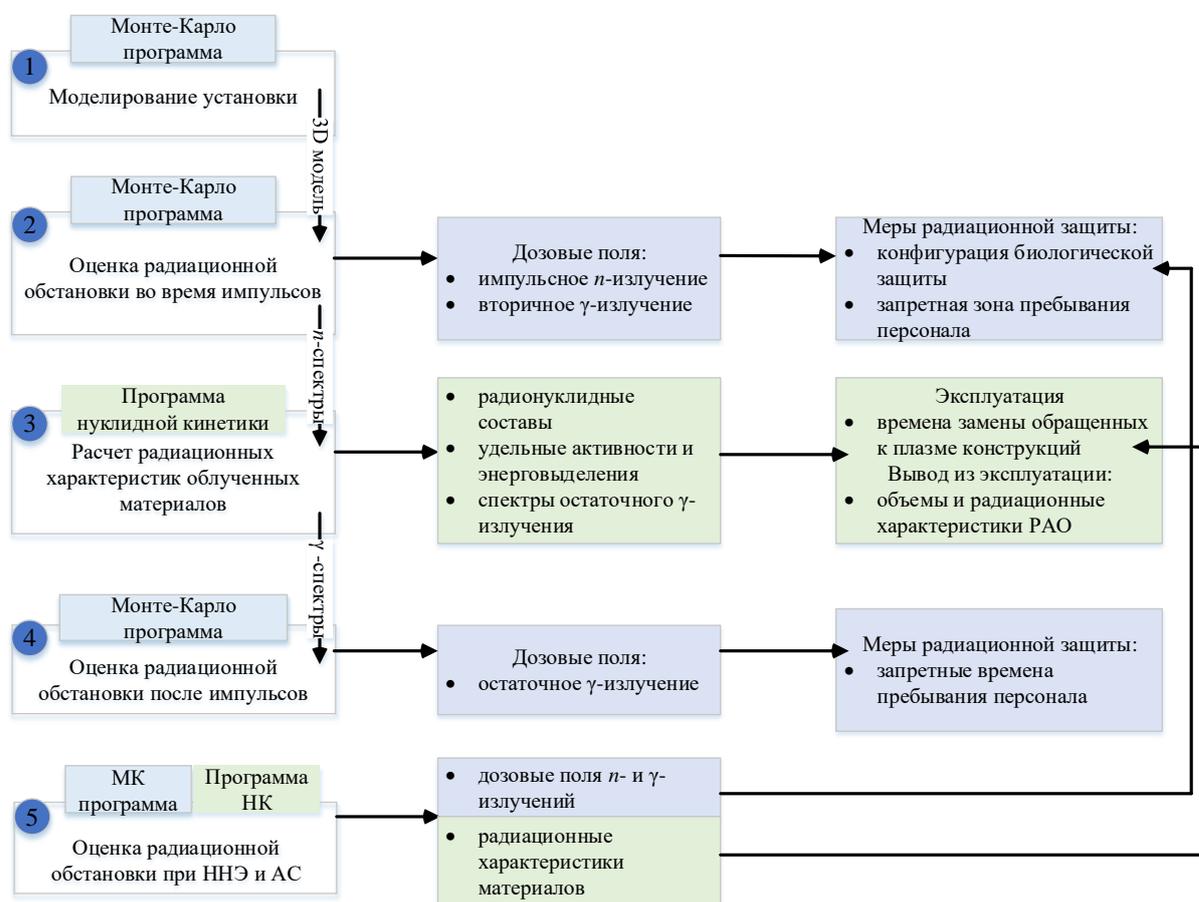


Рис. 1 – Методика обоснования радиационной безопасности термоядерных реакторов и установок

На первом этапе выполняется анализ имеющейся документации и формирование исходных данных для разработки детализированной трехмерной модели здания с установкой. По мере моделирования могут проводиться предварительные расчёты с целью обоснования выбора конструкционных и функциональных материалов и т.п.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

На втором этапе с использованием Монте-Карло кода и разработанной на первом этапе модели проводятся варианты нейтронно-физические расчёты с целью оценок радиационных полей для различных конфигураций биологической защиты (различные материалы, формы, расположения защиты и т.п.). При этом моделируется перенос мгновенного (импульсного) нейтронного излучения, генерирующегося в области плазмы, и вторичного гамма-излучения, возникающего при взаимодействии термоядерных нейтронов со средами материалов в модели. Далее по результатам анализа проведенных оценок выбирается конфигурация биологической защиты, удовлетворяющая требованию – годовая доза от излучения установки не должна превышать 10 мЗв для персонала группы А, 2,5 мЗв – для персонала группы Б и 0,5 мЗв – для населения [6].

На третьем этапе методики с использованием кода нуклидной кинетики выполняется моделирование облучения материалов установки, биологической защиты и экспериментального зала нейтронным потоком (нейтронные потоки и спектры определяются на втором этапе при проведении моделирования переноса импульсного излучения). При этом проводятся многовариантные расчёты для различного числа импульсов установки, по результатам которых оцениваются следующие радиационные характеристики облученных материалов: радионуклидный состав, удельные и интегральные активности и энерговыделения, а также спектры остаточного гамма-излучения. Данные характеристики определяются для различных времен после облучения.

Полученные спектры гамма-излучений активированных материалов используются при моделировании источников излучения на четвертом этапе, когда методом Монте-Карло оценивается радиационная обстановка (дозовые поля) на различные времена эксплуатации установки, т.е. после различного числа импульсов. Для этого используется разработанная на первом этапе модель здания с установкой, только теперь в качестве источника ионизирующего излучения выступает не плазма, а активированные материалы. Модель может быть расширена, например, за счет включения оборудования, активация которого играет существенную роль в радиационной обстановке. На основании полученных дозовых полей определяются запретные времена пребывания персонала.

Далее на пятом этапе методики необходимо оценить дозовые поля на персонал и население при возможных нарушениях нормальной эксплуатации и аварийных ситуациях. Например, следует рассмотреть сценариев частичного или полного разрушения биологической защиты.

Следует отметить, что процесс обоснования радиационной безопасности термоядерной установки может быть итерационным, т.е. по мере продвижения расчётных исследований и уточнения дозовых полей может оказаться, что выбранные меры радиационной защиты не удовлетворяют нормативно-правовым требованиям. Например, дозы от активированных материалов могут внести существенный вклад в годовую дозу на персонал, что приведет к необходимости модернизации биологической защиты и проведению всех оценок заново.

Меры радиационной защиты персонала установок МИН и Т-15МД

Выше приведенная расчетная методика апробирована при выборе и обосновании мер радиационной защиты персонала термоядерных установок МИН и Т-15МД. Для этого разработаны трехмерные модели данных установок и проведены совместные расчеты по нейтронно-физическим программам TDMCC и TRACT-F. Модели и результаты расчетов с их использованием представлены в работах [9] и [10].

Полученные необходимые конфигурации БЗ, запретные зоны и времена пребывания персонала МИН и Т-15МД приведены в таблице 2.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Таблица 2 – Меры радиационной защиты персонала термоядерных установок МИН и Т-15МД

Мера радиационной защиты	МИН (персонал категории А и Б)	Т-15МД (некатегорированный персонал)
Дополнительная биологическая защита	Борированный (10% по массе) полиэтилен толщиной 20 см	Борированный (10% по массе) полиэтилен толщиной 25 см
Запретная зона пребывания персонала	50 м от установки	
Запретное время пребывания персонала в экспериментальном зале	16 часов	10 суток
Запретное время пребывания персонала в смежных помещениях	5 часов	1-2 часа

В качестве материала БЗ обосновано выбран полиэтилен с 10% содержанием бора (по массе): для МИН толщиной 20 см, а для Т-15МД – 25 см. Для персонала обеих установок установлена одинаковая запретная зона радиусом 50 м. Однако для персонала Т-15МД получены более длительные запретные времена, чем для персонала МИН. Так, нахождение персонала в экспериментальном зале МИН возможно через 16 часов, а в зале Т-15МД – только через 10 суток. Это главным образом связано с тем, что в экспериментальный зал стенда МИН право входа будет иметь персонал категории А с допустимым радиационным уровнем 12 мкЗв/час, а весь персонал токамака Т-15МД не категорирован и для него допустим существенно меньший радиационный уровень – 0,06 мкЗв/час. Кроме того, БЗ МИН располагается в непосредственной близости к стенду (рисунок 2 а)), а БЗ Т-15МД – у стен зала (рисунок 2 б)), что приводит к большей активации материалов токамака и, как следствие, к более высоким значениям характеристик радиационных полей.

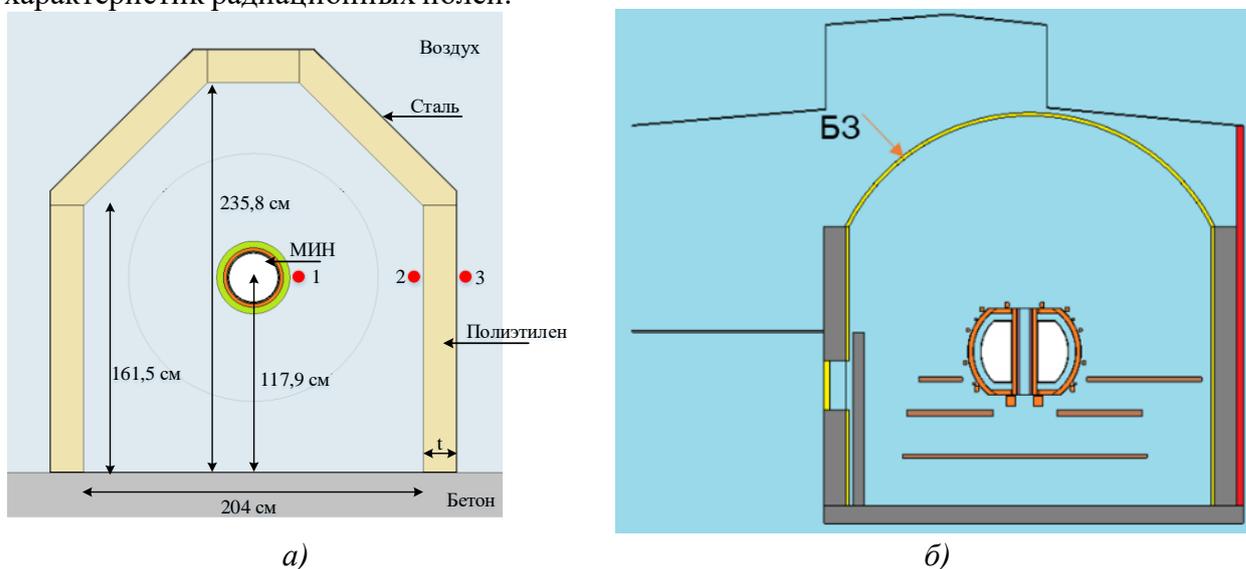


Рис. 2 – Расположение дополнительной биологической защиты от излучений

а) стенда МИН и б) токамака Т-15МД

Таким образом, для персонала двух термоядерных установок с одинаковым выходом нейтронов за импульс (10^{16} н./импульс, см. таблицу 1) могут потребоваться различные меры радиационной защиты.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Предпроектный анализ радиационной обстановки вблизи ТРТ

Обоснование безопасности проектируемой установки ТРТ также требует проведения комплексных нейтронно-физических расчетов согласно выше описанной методике.

На данный момент с помощью графического редактора GRATOR [11] разработана трехмерная детализированная модель токамака (рисунок 3) и с помощью программы TDMCC (вместе с GRATOR входят в состав программного комплекса КОРИДА [12]) выполнено моделирование радиационной обстановки внутри экспериментального зала. Расчеты показали, что доза за импульс ТРТ ($D_{ТРТ}$) вблизи нее составит ~ 80 Зв. Аналогичные значения для МИН и Т-15МД ($D_{МИН}$ и $D_{Т15}$) составили ~ 120 и 2 Зв/импульс соответственно. $D_{ТРТ}$ больше $D_{Т15}$ в виду того, что нейтронный выход (за импульс) Т-15МД на 4 порядка меньше, чем у ТРТ. Однако у МИН тоже нейтронный выход за импульс меньше на 4 порядка, чем у ТРТ, а $D_{МИН}$ больше, чем $D_{ТРТ}$. Это связано с тем, что установка ТРТ имеет существенно больше конструктивных элементов, чем МИН, что приводит к замедлению нейтронов в материалах токамака. Кроме того, во время работы МИН генерируется 13% нейтронов энергией 14,1 МэВ, а во время работы ТРТ – 1% (см. таблицу 1).

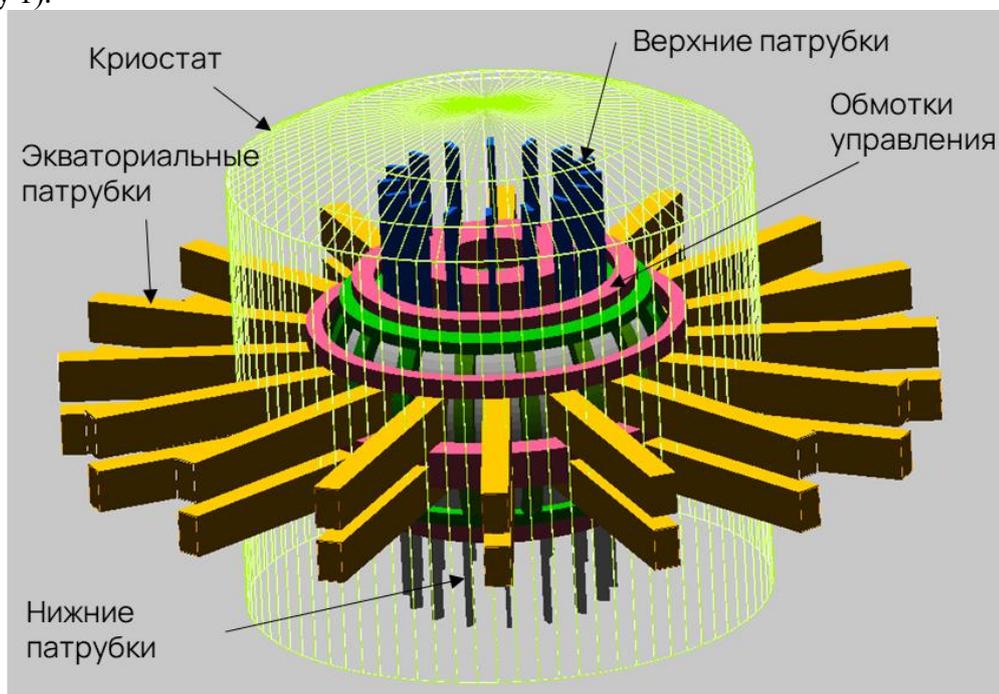


Рис. 3 – Детальная трехмерная модель ТРТ в графическом редакторе GRATOR [11] программного комплекса КОРИДА [12]

Заключение

В докладе представлена расчетная методика выбора и обоснования необходимых мер радиационной защиты персонала проектируемой термоядерной установки. Апробация методики на стенде МИН (АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ»), а также токамаках ТРТ (АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ») и Т-15МД (НИЦ «Курчатовский институт») показала, что:

- установка небольшого размера может быть радиационно опаснее установки большого размера. Так, вблизи стенда МИН (наименьшей из рассмотренных установок) получены значения дозы за импульс больше, чем вблизи токамака ТРТ (наибольшей из рассмотренных установок);
- для персонала двух термоядерных установок с одинаковым выходом нейтронов за импульс могут потребоваться различные меры радиационной защиты;

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

- для уменьшения размера запретной зоны и длительностей запретных времен пребывания персонала необходимо рассмотреть возможность его отнесения к категории А и/или Б;
- важно ее проводить совместно с разработкой проекта установки и с учетом возможных модернизаций, поскольку они могут привести к необходимости использования дополнительной биологической защиты, что требует наличия свободного места в экспериментальном зале и др. технических решений.

ЛИТЕРАТУРА

1. Красильников А. В. и др. Токамак с реакторными технологиями (TRT): концепция, миссии, основные особенности и ожидаемые характеристики // Физика плазмы. – 2021. – Т. 47. – №. 11. – С. 970-985.
2. Кизуб П.А., Блохин П.А., Коновалов В.Ю., Казиева С.Т., Блохин А.И., Ванеев Ю.Е. Моделирование радиационной обстановки около импульсного генератора нейтронов с использованием программного комплекса КОРИДА // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез. – 2023. – Т. 46. – № 4. – С. 92-100.
3. Велихов Е.П., Ковальчук М.В. и др. Программа физических исследований на токамаке Т-15МД. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, Спецвып. 4, с. 9—183.
4. Шпиньков В.И., Александрова Т.А., Кизуб П.А. Проблематика радиоактивных отходов от эксплуатации и вывода из эксплуатации установок управляемого термоядерного синтеза // Радиоактивные отходы. 2024. № 3 (28) С. 19—31. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-3-19-31.
5. Хрипунов В.И. Оценка источников и полей излучения на установке Т-15МД. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2020, т. 43, вып. 1, с. 9 — 38.
6. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СанПиН 2.6.1.2523-09.
7. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ – 99/2010). Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10.
8. Семенова Т.В., Житник А.К., Артемьева Е.В., Волков Н.А., Ломтева К.С., Шукаева О.Н. Верификация программы TDMCC для решения задач радиационной защиты от заданных источников нейтронного и фотонного излучения. — В сб.: Супервычисления и математическое моделирование, 2018, с. 490—498.
9. Блохин А.И., Блохин П.А., Сипачев И.В. Возможности расчетного кода ТРАСТ для решения задач характеристики радионуклидного состава РАО и ОЯТ. — Радиоактивные отходы, 2018, № 2 (3), с. 95—104.
10. Кизуб П.А., Ефремов Р.О., Халиков Р.С., Шпиньков В.И., Блохин П.А., Хвостенко П.П., Кирнева Н.А., Хвостенко А.П. Оценка возможности обеспечения радиационной безопасности персонала установки Т-15МД при работе на дейтериевом топливе // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез. – 2025 (в печати).
11. Ванеев Ю.Е., Катаев Е.В., Сошников В.М., Сипачев И.В. Развитие графического редактора для автоматизированной разработки расчетных моделей объектов и конвертации в форматы программ, основанных на методе Монте-Карло // Препринт ИБРАЭ РАН № ИВРАЕ – 32 с (в печати).
12. А.А. Аракелян, А.И. Блохин, П.А. Блохин и др. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач с ОЯТ и РАО // Радиоактивные отходы. – 2022. - № 3 (20). – С. 107-113.

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

К ВОПРОСУ О НЕОДНОЗНАЧНОМ ПОНИМАНИИ ПРИНЦИПА ОПТИМИЗАЦИИ ЗАЩИТЫ

Е. М. Мелихова

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: e_mel@ibrae.ac.ru

1. Введение

Международная комиссия по радиационной защите (МКРЗ) определяет *принцип оптимизации защиты как ориентированный на источник процесс поддержания индивидуальных доз, количества людей, подвергающихся облучению, и вероятности потенциального облучения на разумно достижимом низком уровне, ниже соответствующих ограничений по дозе, с учетом экономических и социальных факторов* (ICRP-2006, Publ.101, p.71).

Комиссия считает принцип оптимизации центральным элементом современной системы радиационной защиты (ICRP-2007. Publ. 103, para. 211), но специалисты понимают его неоднозначно. Международная ассоциация по радиационной защите (IRPA) утверждает, что неоднозначное понимание можно встретить в любой стране с хорошо развитой системой защиты. Представители регулирующих органов, как правило, интерпретируют оптимизацию как минимизацию дозы, что порождает ожидания дальнейшего ужесточения дозовых нормативов. Представители профессиональных организаций в области радиационной защиты, в том числе занимающиеся вопросами безопасности атомной энергетики, часто призывают тщательно подумать, прежде чем направлять значительные усилия и ресурсы на поиск еще более низких доз, где прямая польза для здоровья будет небольшой [1].

Среди отечественных специалистов также есть те, кто отождествляет оптимизацию с минимизацией дозы/риска безотносительно к оценке эффективности затрат на предлагаемые защитные мероприятия [2, 3 и др.], и те, кто указывают на чрезмерный консерватизм отечественной нормативной базы и игнорирование принципа пропорциональности защиты на практике [4, 5 и др.].

2. Трудности практической оптимизации

МКРЗ начала получать запросы от тех, кто должен применять и соблюдать принцип оптимизации на практике, как только сформулировала принцип ALARA (1973-1977 гг.). Специалисты просили более четко разъяснить, в какой степени учитывать социальные, экономические и другие нерадиационные факторы, и как определить, когда оптимизация достигнута [6]. МКРЗ в своих рекомендациях указывает, что трудности «взвешивания» величин и ценностей разной природы имеют универсальный характер в управлении рисками, а радиационный риск – лишь один из элементов принятия решений. МКРЗ как консультативный орган в области радиационной защиты не может указывать в какой степени учитывать в каждой конкретной ситуации социальные, экономические и другие нерадиационные факторы, и как определить, когда оптимизация достигнута. В последние годы МКРЗ рекомендует учитывать в процессе оптимизации не только социально-экономические, но экологические, этические и другие важные для современного общества факторы, а также следовать процедурам принятия этических решений (подотчетность, прозрачность, инклюзивность) (ICRP-2018, Publ.138). Комиссия и другие международные организации (IRPA, NEA OECD и др.) предпринимают попытки уточнить концепцию «разумности» и формализовать механизмы ее обеспечения за счет

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

холистического подхода и т.п. [1, 7, 8, 9]. Но проблема неоднозначного восприятия принципа оптимизации лежит в иной плоскости.

Принцип оптимизации помимо концепции балансирования пользы и вреда включает в себя этическую концепцию предосторожности [10]. Она воплощена в требовании снижать воздействие ниже установленных нормативов. Этот императив интуитивно ассоциируется [12] с принципом предосторожности, который широко применяется в современном экологическом праве в отношении морально неприемлемых (некомпенсируемых) угроз, вероятность наступления которых неопределенна, но с научной точки зрения может быть реальна. Утилитаристская идея балансирования вреда и пользы, напротив, предполагает, что вред здоровью можно компенсировать материальными или иными благами; концепция взвешивания также имеет сильную поддержку со стороны наших моральных интуиций [11]. Но объединение двух разных моделей морального мышления в одном нормативном предписании создает ситуацию интуитивного выбора, что вполне может быть причиной неоднозначной интерпретации принципа оптимизации.

Вопрос об этическом конфликте концепций предосторожности и балансирования в радиационной защите раньше не обсуждался. МКРЗ указывает на связь принципа оптимизации с этикой благоразумия и принципом предосторожности (ICRP-2018, Publ. 138, para. 48), но дальше этого не идет. В работе [12] на основании известных экономических аргументов делается вывод, что применение принципа предосторожности не является ни необходимым, ни целесообразным для радиационной защиты, учитывая существующие сегодня меры защиты и политику. В работе [10] отмечается, что принцип предосторожности применяется в условиях научной неопределенности относительно риска, а принцип ALARA не связан с неопределенностью. Тем не менее автор считает, что есть веские основания применять принцип ALARA [10].

За пределами радиационной защиты моральные философы активно обсуждают общеэтические корни и нормативную логику предосторожности [13, 14, 15]. Опираясь на их соображения и исторические факты, можно проанализировать, как возник конфликт ценностей в принципе оптимизации, и достаточно ли оснований для сохранения предосторожного подхода в современных общественно-исторических условиях.

3. Общеэтические корни принципа предосторожности

С точки зрения моральной философии проблема предосторожности является частным случаем проблемы предотвращения вреда и возникает в тот момент, когда моральный агент, имеющий дело с научно недоказанной, но возможной угрозой, пытается остановить этот вред на самых дальних подступах, создать удаленную линию обороны, понимая, что на ближних подступах решение этой задачи может оказаться или невозможным, или гораздо менее эффективным [13].

Концепция предосторожности тесно связана с этикой благоразумия: предосторожность – это прикладное благоразумие перед лицом предполагаемой опасности [16]. Благоразумие имеет долгую историю в этике, тогда как современный принцип предосторожности начал формироваться как этико-нормативный феномен не ранее 1970-х годов в ответ на драматические коллизии научно-технического развития, нередко имеющего неблагоприятные и сверхнеблагоприятные последствия для людей и окружающей среды. В международное право принцип предосторожности вошел в начале 1990-х годов [17]. Этический смысл принципа предосторожности состоит в том, чтобы избежать слишком больших опасностей и сохранить жизнь на Земле, даже если опасность потенциальная.

Сегодня существует множество формулировок принципа предосторожности. МКРЗ в действующих рекомендациях (ICRP-2007, Publ. 103, para. 36) ссылается на определение

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Всемирной комиссии по этике научных знаний и технологий (КОМЕСТ): «Если деятельность человека может привести к морально неприемлемому вреду, который научно обоснован, но не определен, необходимо принять меры для предотвращения или уменьшения такого вреда» [13].

Несмотря на множество различных формулировок, есть консенсус относительно условий, при которых должен применяться принцип предосторожности [13]:

- существует значительная научная неопределенность относительно причинно-следственной связи, величины, вероятности и характера вреда;
- наличие оснований для беспокойства, которые являются правдоподобными или научно обоснованными (то есть, нелегко опровержимыми);
- неопределенность не может быть уменьшена в краткосрочной перспективе, без одновременного увеличения незнания других соответствующих факторов за счет более высоких уровней абстракции и идеализации;
- потенциальный вред достаточно серьезен или даже необратим для настоящего или будущих поколений, или иным образом морально неприемлем;
- необходимо действовать сейчас, поскольку эффективное противодействие позже будет значительно затруднено или дорогостоящим в любое время.

Принцип предосторожности применяется, если рассматриваемая угроза имеет гипотетический характер и не может быть оценена количественно. Как только появляется основа для количественной оценки вероятности ущерба, логика предосторожности уступает место логике предотвращения / профилактики вреда: если причинно-следственная связь доказана, и дозовая зависимость известна, риск/ущерб можно оценить количественно и сопоставить с выгодой от потенциально опасной деятельности и требовать непревышения социально приемлемого уровня риска. В этом случае выбор мер вмешательства осуществляется путем количественного балансирования вреда и пользы [13].

В случае гипотетических угроз выбор превентивных мер должен быть пропорционален возможному ущербу. Но тогда эти гипотетические риски надо рассматривать как реальные опасности, иначе не будут приняты адекватные меры. Поэтому потенциальные риски скрыто подменяют доказанными и выбирают защитные меры с помощью анализа затрат и выгод, который на настоящий момент считается наиболее прозрачной и научно обоснованной методологией принятия общественно значимых решений. Однако, надо понимать, что в этом случае количественный анализ рисков применяется в отношении событий, вероятность наступления которых неопределенна. Такой подход заведомо не может быть универсальным, его следует применять только к ограниченному кругу угроз, для которых неопределенность превышает установленные пороги, за которыми недостаток достоверного знания должен игнорироваться при принятии решений о превентивных мерах [14].

4. Эволюция предосторожного подхода МКРЗ

МКРЗ начала решать «вечную» проблему предосторожности в первое послевоенное десятилетие. Об этических дискуссиях в Комиссии в тот период мало что известно, по-видимому, философия защиты основывалась на аристотелевской этике добродетели – защитные действия должны быть «хорошими» и следовать внутреннему чувству моральной ориентации [18].

В основе рекомендаций 1950 года, как и ранее, лежало предположение о существовании дозового порога для всех известных эффектов облучения, включая рак и генетические изменения. Значения (максимальных) допустимых доз рассматривались как граница между опасным и относительно безопасным, которую требовалось не превышать. Малые дозы тогда не вызывали беспокойства [18], но на фоне разворачивающегося в мире движения за запрещение ядерного оружия и публичных предупреждений радиационных

30.10.2025
 Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»
 Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

генетиков об отсутствии какого-либо минимума, ниже которого опасность для отдельных лиц или их не рождённых потомков исчезает [19], МКРЗ была вынуждена думать о том, как избежать обвинений в небрежности или неосторожности при дозах ниже установленных ею безопасных уровней. Подобно моральным агентам предшествующих эпох МКРЗ заняла наиболее оправданную в моральном отношении охранительную (предосторожную) позицию и, ссылаясь на недостаточность знаний и наличие разумных оснований для беспокойства относительно возможной тяжести ожидаемого вреда, потребовала снижать воздействие всех типов ионизирующих излучений до минимально возможного уровня².

В середине 1950-х антиядерные настроения в мире усилились, особенно после американских испытаний Castle Bravo [20]. Мировые СМИ активно освещали тему опасности радиоактивных осадков, и к массовым страхам людей перед взрывом ядерной бомбы [21] добавился страх перед атомной радиацией [22]. Мнения ведущих ученых о моральных аспектах испытаний ядерного оружия разделились. Одни настаивали на «безобидности» глобальных выпадений для здоровья и предупреждали против «консерватизма, который остановил бы новшества и задушил всякий прогресс» [23]. Другие видели особую моральную неприемлемость ядерных испытаний в «полной безнаказанности преступления, поскольку в каждом конкретном случае гибели человека нельзя доказать, что причина лежит в радиации, а также в силу полной беззащитности потомков по отношению к нашим действиям.» [24].

МКРЗ подтвердила свою предосторожную позицию в рекомендациях 1955 года, повторив требование снижать воздействие до минимально возможного уровня (ICRP-1955, para 1). Этот подход МКРЗ, по сути, предвосхитил современный принцип предосторожности, но в «чистом» виде он просуществовал недолго.

Во второй половине 1950-х появился новый глобальный тренд, связанный с практическим развитием атомной энергетики. В рекомендациях 1959 года (Публикация 1) Комиссия отметила, что выгоды для общества от использования дополнительных источников энергии очевидны, а неизбежный (при масштабном их использовании) рост облучения (персонала и всего населения) вряд ли может привести к некомпенсированному ущербу для общества. У Комиссии была уже уверенность, что генетические последствия облучения дозами ниже максимально допустимых не приведут к слишком серьезному / морально неприемлемому ущербу на популяционном уровне. На действовавших в то время крупных атомных электростанциях фактическое облучение персонала в целом было уже значительно ниже допустимых пределов (0,3 бэра в неделю) (ICRP-1959, Publ.1, para. 3). Вклад в генетическую дозу от всех техногенных источников (кроме медицинских процедур), по оценкам Комиссии, также был невелик и при тщательном планировании его можно держать под контролем, так чтобы он никогда не достигал предела генетической дозы в 5 бэр в год (ICRP-1959, Publ.1, para. 20). Для оценки рисков в диапазоне малых доз Комиссия предложила использовать линейную функцию, полагая, что это вряд ли приведет к недооценке рисков (ICRP-1959, Publ.1, para. 46).

Замена гипотетических рисков доказанными давала возможность для перехода к логике предотвращения / профилактики вреда. Однако МКРЗ сохранила предосторожный подход, объяснив это отсутствием точных количественных оценок рисков и выгод и, как

² «Хотя значения, предлагаемые для максимально допустимых доз, таковы, что предполагают риск, который невелик по сравнению с другими опасностями для жизни, тем не менее, ввиду неудовлетворительного характера многих доказательств, на которых должны основываться наши суждения, в сочетании со знанием того, что определенные эффекты радиации являются необратимыми и кумулятивными, настоятельно рекомендуется приложить все усилия для снижения воздействия всех типов ионизирующих излучений до минимально возможного уровня.» (ICRP-1950. Page 1)

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

следствие, невозможностью определить социально приемлемый уровень риска. Были, по-видимому, и другие причины. Во-первых, к этому времени проблема ядерных испытаний и наносимого ими вреда уже была одной из самых горячих тем мировой политики [25], и твердая моральная позиция МКРЗ имела важное значение. Во-вторых, Комиссия считала, что распространившийся в обществе страх перед радиацией стимулировал производителей «атомного электричества» снижать облучение персонала значительно ниже допустимых пределов (ICRP-1959, Publ.1, para. 3). В итоговой формулировке нормативного требования Комиссия привела прежнее обоснование предосторожного подхода и добавила к нему утилитаристскую идею максимизации блага для наибольшего количества людей: *в настоящее время существует значительная неопределенность относительно масштабов бремени для общества из-за генетических повреждений, и поэтому крайне желательно поддерживать воздействие на большие популяции на настолько низком уровне, насколько это практически осуществимо с учетом необходимости обеспечения дополнительных источников энергии для удовлетворения потребностей современного общества* (ICRP-1959, para 19).

В 1963 году был подписан международный договор, запрещающий все [испытательные взрывы ядерного оружия](#), кроме подземных. К этому времени в США, а затем и в других западных странах местные жители стали протестовать против строительства атомных электростанций. К концу 1960-х годов общественное движение против атомной энергетики выросло до международных масштабов. В связи с этим Комиссии нужно было избегать обвинений в недостаточной осторожности при регулировании рисков от атомной энергетики.

В рекомендациях 1966 года (Публикация 9) Комиссия уточнила свои решения по выбору LNT и замене гипотетических рисков на доказанные. В формулировке предосторожного предписания вместо слов «настолько низкий, насколько это практически осуществимо» (1959) был использован вариант «настолько низкий, насколько это легко достижимо с учётом экономических и социальных последствий» (1966). Но главная этическая новация была в другом. Вместо неопределенности генетического бремени Комиссия сослалась на беспороговое действие радиации³. Такая замена наталкивала на мысль о моральной неприемлемости любого облучения: *«Поскольку любое облучение может включать в себя некоторую степень риска, Комиссия рекомендует избегать любого ненужного облучения и поддерживать все дозы на таком низком уровне, насколько это легко достижимо, принимая во внимание экономические и социальные последствия»* (ICRP-1966, Publ.9, para.52).

В публикации 22 (1973 г.) МКРЗ сформулировала три базовых принципа системы ограничения доз, в том числе требование снижать воздействие ниже установленных пределов. Окончательное оформление эта система получила в рекомендациях 1977 года (Публикация 26). Комиссия исключила из предыдущей формулировки ссылку на беспороговое действие радиации и заменила наречие «легко» на «разумно». Новую формулировку позже стали называть принципом ALARA: *все воздействия должны*

³ Справедливости ради нужно отметить, что в тексте (параграф 45) обоснование было более традиционным: «Когда целые популяции или большие группы популяций подвергаются воздействию, становится необходимым учитывать не только величину индивидуальных рисков, но и количество людей, подвергающихся воздействию. Даже когда индивидуальные воздействия достаточно низки, так что риск для индивида приемлемо мал, сумма этих рисков, представленная общим бременем, возникающим из соматических и генетических доз ... в любой рассматриваемой популяции, может оправдать усилия, необходимые для достижения дальнейшего ограничения воздействия» (ICRP-1966. Publ.9, para. 45)

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

поддерживаться на разумно достижимом низком уровне с учетом экономических и социальных факторов (ICRP-1977. Publ.26, para.12).

После этого фокус внимания Комиссии переместился на процесс дифференциального анализа затрат и выгод, который она назвала оптимизацией. Принцип оптимизации продолжал развиваться исключительно по линии балансирования. Что касается императивного требования снижать дозы, в рекомендациях 2007 года (Публикация 103) и в публикации 138 Комиссия стала напоминать его прежние формулировки, чтобы показать преемственность своей логики предосторожности (ICRP-2007, Publ.103, para. 5; ICRP-2018. Publ. 138, para. 22, 45). Но на самом деле, как мы видели, имел место разрыв нормативной логики.

Недосказанность и внутренняя противоречивость принципа оптимизации, как уже говорилось, создают ситуацию морального выбора между предосторожностью, которая интуитивно ассоциируется с научной неопределенностью и моральной неприемлемостью, и балансированием, подразумевающим точный расчет ущерба и его компенсацию за счет экономических и социальных благ.

5. Этическая обоснованность принципа ALARA на современном этапе

К 1977 году, когда окончательно оформилась современная система радиационной защиты и появилась классическая формулировка принципа ALARA, ни одно из условий применения принципа предосторожности уже не выполнялось. Возможно, МКРЗ сохранила этот подход, полагая, что «всеобщая осведомленность» о радиационной опасности (то есть страх перед радиацией) стимулирует последовательное снижение облучение персонала и населения ниже допустимых пределов.

Современная система защиты, построенная на принципах обоснования, оптимизации и нормирования, действительно, доказала свою эффективность. По данным МКРЗ, к концу 1950-х в целом фактическое облучение персонала было значительно ниже существовавшего в то время предела 50 мЗв в год (ICRP-2007, Publ.103, para. 5). К концу 1970-х, по данным НКДАР ООН, дозовые нагрузки на персонал в среднем по миру опустились ниже уровней облучения от природных источников. еще через 20 лет они стали ниже природного гамма-фона. Сегодня дозы профессионального облучения уже неразличимы на уровне естественных колебаний природного фона, не говоря о медицинском облучении (рис.1) [26, 27, 28].

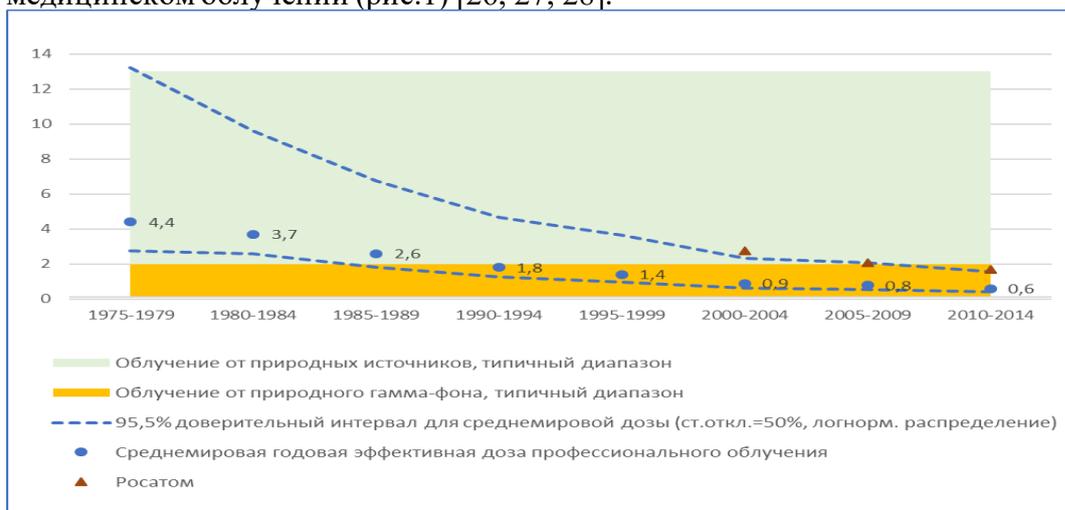


Рис. 1 - Среднегодовая эффективная доза для персонала ЯТЦ в среднем по миру, мЗв, по данным [26-29]

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

МКРЗ гордится этими достижениями: «Концепция и практика оптимизации придают динамический характер целям нашей профессии, что полностью противоречит статической концепции, связанной с соблюдением пределов. Излишне говорить, что первая гораздо более ценна, поскольку она ведет к постоянно растущему стандарту работы» [30]. Однако в профессиональном сообществе за пределами МКРЗ существуют другие мнения на этот счет.

Многие специалисты считают, что чрезмерно консервативный подход к регулированию радиационных рисков приводит к значительным экономическим затратам при минимальной пользе для общественного здравоохранения и способствует росту общественного страха перед радиацией, поддерживая идею о том, что любая доза радиации потенциально опасна [12]. Особенно тяжелыми для общества оказываются аварии с выходом значительных количеств радиоактивности в окружающую среду. В этом случае некоторые регулирующие положения могут увеличить общий риск для здоровья населения, например, когда вводятся такие экстремальные меры, как переселение. Весьма значительные ресурсы общества тратятся на очистку радиоактивно загрязненных объектов без тщательного рассмотрения соразмерности затрат ожидаемой пользе для общественного здоровья, неадекватное общественное восприятие радиационной опасности приводит к значительным задержкам в лицензировании объектов по захоронению радиоактивных отходов и других применений ядерных технологий [4, 5, 31, 32].

Призывая отказаться от чрезмерного консерватизма, одни специалисты ссылаются на

отсутствие достаточных научных оснований для экстраполяции линейной дозовой зависимости в область малых доз, другие – на необходимость рассмотрения радиационных рисков в перспективе, то есть в сравнении с рисками нерадиационной природы. Эти аргументы обсуждаются много лет, но не имеют прямого отношения к проблеме ценностно-нормативной неопределенности принципа оптимизации. Выбор LNT в условиях научной неопределенности эффектов малых доз был продиктован соображениями благоразумия / предосторожности (ICRP-2007, Publ. 103, para. 36). Поскольку научная неопределенность сохраняется, МКРЗ не меняет свой предосторожный подход. Сравнительный анализ рисков и пользы для общественного здравоохранения исходит из утилитаристской идеи, что наилучшим действием является то, которое приносит наибольшее счастье наибольшему числу людей. Именно в этом направлении МКРЗ развивает принцип оптимизации сегодня, расширяя список существенных факторов оптимизации.

Более перспективным представляется переход к обсуждению этических аспектов принципа оптимизации. Прояснение общеэтических корней принципа предосторожного подхода позволит вернуться к более широкому и глубокому обсуждению концепции «de minimis»⁴, которая дискутировалась внутри МКРЗ в начале 1980-х, после выхода Публикации 26. Тогда американец Х. Росси предлагал следующую формулировку философии ALARA: «Обязанность лиц, ответственных за радиационную защиту, — следить за тем, чтобы индивидуальные дозы облучения были ниже максимально допустимых пределов и максимально приближены к уровням de minimis. Дальнейшее

⁴ Термин «de minimis» происходит от юридической фразы «de minimis non curat lex» (закон не занимается мелочами). В контексте оценки рисков он означает, что некоторые риски настолько незначительны, что у нас нет оснований принимать меры против них, даже если такие меры могут быть приняты бесплатно или с незначительными затратами. Hansson-2013

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

снижение не требуется». В ответе швед Бо Линделл и аргентинец Д. Бенинсон заявили, что уровень, ниже которого дальнейшее снижение дозы не требуется, не одинаков во всех контекстах и должен определяться исходя из конкретных обстоятельств: «... Неразумно платить больше определенной суммы денег за единицу снижения коллективной дозы, но если снижение дозы может быть достигнуто с меньшими затратами даже при очень низких индивидуальных дозах, то снижение, по определению, разумно» [10].

Сегодня концепция «de minimis» используется в некоторых странах на практике. Например, в 2001 году Управление по охране труда и технике безопасности (HSE) Великобритании рекомендовало применять принцип ALARA только в зоне «приемлемых рисков», не опускаясь в зону «широко приемлемых рисков», которые «обычно считаются незначительными и адекватно контролируются». В 2021 году концептуальную ценность подхода «de-minimis» отметила IRPA [1].

Выводы

1. Принцип оптимизации защиты (ALARA) воспринимается специалистами неоднозначно. Одни полагают, что, поскольку не существует абсолютно безопасной дозы, то, чем меньше будет воздействие, тем лучше. По мнению других, усилия по достижению «разумного» сокращения рисков должны быть «рентабельными»*.

2. Проблема неоднозначного восприятия существует давно и распространена повсеместно. Она не сводится к трудностям балансирования затрат и выгод разной природы, поскольку кроме концепции балансирования принцип оптимизации включает в себя этическую концепцию предосторожности. Если первая предполагает, что вред здоровью можно *компенсировать* материальными или иными благами (утилитаризм), то вторая применяется в отношении морально неприемлемых (*некомпенсируемых*) угроз, вероятность наступления которых неопределенна, но с научной точки зрения может быть реальна. Объединение двух разных моделей морального мышления в одном нормативном предписании, очевидно, создает ситуацию интуитивного выбора, что вполне может быть причиной неоднозначной интерпретации принципа оптимизации.

3. Этот конфликт ценностей стал результатом творческого подхода МКРЗ к решению «вечной» проблемы предосторожности. Традиционно, когда условия применения принципа предосторожности перестают выполняться, логика предосторожности уступает место логике предотвращения / профилактики вреда, воплощенной в концепции балансирования. Однако МКРЗ, заменив гипотетические риски доказанными, не стала отказываться от предосторожности и просто объединила императивное требование снижать воздействие ниже нормативных уровней с концепцией балансирования. Результатом такого объединения стала ценностно-нормативная неопределенность.

4. Об этических дискуссиях в рамках МКРЗ мало что известно, но в Публикации 1 (1959) МКРЗ отметила, что «всеобщая осведомленность» о радиационной опасности (то есть страх перед радиацией), стимулирует последовательное снижение облучение персонала и населения в атомной отрасли. «Защитая» в принцип ALARA предосторожность в определенном смысле легализует этот страх и дозы облучения персонала и населения неуклонно снижаются.

5. Сегодня в целом дозы облучения персонала, и тем более населения, уже неразличимы на уровне естественных колебаний природного фона. Этическая ценность дальнейших усилий в этом направлении неочевидна. Возможно, у Комиссии есть другие соображения «за» сохранение предосторожности. За пределами МКРЗ некоторые специалисты активно высказываются «против». В любом случае прояснение общеэтических корней принципа оптимизации и оснований для сохранения / отказа от предосторожного подхода может помочь вывести из тупика проблему его ценностно-нормативной неопределенности.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ЛИТЕРАТУРА

1. IRPA Perspective on ‘Reasonableness’ in the Optimisation of Radiation Protection. Edition 2021 (available at: <https://irpa.net/docs/IRPA%20Perspective.pdf>)
2. Иванов В.К., Горский А.И., Корело А.М., Максютов М.А., Туманов К.А., Самойлов А.А., Бирюков Д.В., Ильясов Д.Ф. Минимизация радиационных рисков персонала в ситуациях планируемого облучения на примере выполнения работ по ликвидации объектов ядерного наследия. Радиация и риск. 2017. Том 26. № 4. DOI: 10.21870/0131-3878-2017-26-4-7-21.
3. Иванов В.К., Корело А.М., Чекин С.Ю., Панфилов А.П., Михеенко С.Г., Усольцев В.Ю. Риск-ориентированный подход к оптимизации радиологической защиты персонала группы А Госкорпорации «Росатом»: формирование критических групп. DOI: 10.21870/0131-3878-2017-26-3-19-27
4. И. Л. Абалкина, И. И. Линге. Особенности обращения с РАО от вывода из эксплуатации. // Радиоактивные отходы № 3 (4), 2018. С.6-15
5. И. И. Линге. Обеспечение радиационной безопасности при обращении с РАО: дозы облучения и перспективы развития регулирующих основ. // Радиоактивные отходы № 2 (11), 2020. С.6-14
6. С. Clement, W. Rühm, J. Harrison, K. Applegate, D. Cool, С.-М. Larsson, С. Cousins, J. Lochard, S. Bouffler, K. Cho, M. Kai, D. Laurier, S. Liu and S. Romanov. Memorandum. Keeping the ICRP recommendations fit for purpose // J. Radiol. Prot. 41 (2021). Pp. 1390–1409 DOI:10.1088/1361-6498/ac1611
7. ICRP Task Group 114 on Reasonableness and Tolerability in the System of Radiological Protection
8. Martinez M, Wieder J and Schneider T. 2021. TG114: the three R’s of reasonable: relationships, rationale, and resources. – ICRP Digital Workshop on the System of Radiological Protection (14 October–3 November 2021) (available at: <https://icrp.org/page.asp?id=520>) (Accessed 18 March 2022)
9. NEA-2022. Initial Views on the Review and Revision of the System of Radiological Protection. NEA/CRPPH/R(2022)1
10. Sven Ove Hansson. ALARA: What is Reasonably Achievable? 2013. Radioactivity in the Environment 19:143-155. DOI:10.1016/B978-0-08-045015-5.00009-5
11. Sven Ove Hansson. Ethics and radiation protection. J. Radiol. Prot. 27 (2007) 147–156. doi:10.1088/0952-4746/27/2/002
12. Lierman, S., & Veuchelen, L. (2006). The optimisation approach of ALARA in nuclear practice: an early application of the precautionary principle? Scientific uncertainty versus legal uncertainty and its role in tort law. European Environmental Law Review, 15(4), 98–107.
13. Kenneth L. Mossman & Gary E. Marchant, The Precautionary Principle and Radiation Protection, 13 RISK 137 (2002).
14. The Precautionary Principle: March 2005. [Paris:] UNESCO, 2005
15. Прокофьев А.В. Проблема предосторожности: нормативный контекст, истоки актуальности, альтернативные решения // Вестник РУДН. Серия: Философия. 2018. №3. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/problema-predostorozhnosti-normativnyu-kontekst-istoki-aktualnosti-alternativnye-resheniya> (дата обращения: 16.09.2024).
16. Mark Hunyadi, « La logique du raisonnement de precaution» // Revue europeenne des sciences sociales, XLII-130. 2004. DOI:10.4000/ress.341
17. Философский словарь — М.: Палимпсест, Изд-во «Этерна». Андре Конт-Спонвиль. 2012.
https://philosophy_sponville.academic.ru/1567/Принцип_Предосторожности

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

18. **Р. Г. Апресян** «Принцип предосторожности. Развитие этического образования в высшей школе». <https://iphras.ru/uplfile/ethics/RC/ed/school3/materials/apressyan2.html>
19. Valentin, J. (2013). Radiation Risks and the ICRP. In D. Oughton & S. O. Hansson (Eds.), *Social and Ethical Aspects of Radiation Risk Management*, (p.26)
20. Панченко С.В. РАЗВИТИЕ СИСТЕМЫ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ЖИВЫХ ОРГАНИЗМОВ. Учебное пособие, часть 1-ая. Препринт ИБРАЭ № 2018-03. Москва: ИБРАЭ РАН, 2018. С.41.
21. Ending Nuclear Testing. Online publication at the UN official web-site <https://www.un.org/en/observances/end-nuclear-tests-day/history>
22. D. Ropeik. The Rise of Nuclear Fear - how we learned to fear the bomb. // Online publication at Scientific American former blog network in June 15. 2012. URL: <https://www.scientificamerican.com/blog/guest-blog/the-rise-of-nuclear-fear-how-we-learned-to-fear-the-bomb/>
23. R. CLARKE AND J. VALENTIN. A history of the ICRP. // *Health Physics* June 2005, Volume 88, Number 6
24. Теллер Э., Латтер А. Наше ядерное будущее... : факты, опасности и возможности / Пер. с англ. под ред. д-ра физ.-мат. наук, проф. Д. А. Франк-Каменецкого ; Глав. упр. по использованию атомной энергии при Совете Министров СССР. — М. :Атомиздат, 1958. [б], 177 с.
25. Сахаров А. Д. Радиоактивный углерод ядерных взрывов и непороговые биологические эффекты // Сахаров А. Д. Научные труды. — М.: ЦентрКом, 1995. — С. 325
26. История жизни Андрея Сахарова. Глава 3. <https://www.sakharov.space/>
27. UNSCEAR-1993 Report. ANNEX D. Occupational radiation exposures.
28. UNSCEAR-2008 Report. ANNEX B. exposures of the public and workers from various sources of radiation.
29. UNSCEAR-2021 Report. Annex D. Evaluation of occupational exposure to ionizing radiation.
30. А.П. Панфилов. Радиационное воздействие на персонал в разные периоды времени создания и развития основных объектов атомной отрасли страны (исторические аспекты). // Труды XI Международной конференции по радиационной безопасности «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». Том 1. Секция 1. Радиационная безопасность. https://фцп-яrb.рф/about/conf2020/index.php?sphrase_id=8249
31. G. Silini. Ethical Issues in Radiation Protection-The 1992 Sievert Lecture. Health Physics Society. 1992
32. Р.В. Арутюнян*, Л.А. Большов, И.И. Линге, Е.М. Мелихова, С.В. Панченко. Уроки Чернобыля и Фукусимы и актуальные проблемы совершенствования системы защиты населения при авариях на АЭС. // *Медицинская радиология и радиационная безопасность*. Т. 61, №3, 2016. с. 36-51т
33. Brett J. Burk Comments on (Clement et al. 2021). Brant Ulsh, Health Physics Society (USA). 2021-08-05.

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И РАЗВИТИЕ НОРМАТИВНОЙ БАЗЫ В ОБЛАСТИ РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ХРАНЕНИЯ И ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ

В. А. Лось, А. З. Каримов

*Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (ФБУ «НТЦ ЯРБ»), Москва, Россия
эл. почта: los@secnrs.ru, karimov@secnrs.ru*

В Российской Федерации на постоянной основе осуществляется хранение и транспортирование широкого спектра различных видов радиоактивных материалов (РМ), включая отработавшее ядерное топливо энергетических и исследовательских ядерных реакторов, радиоактивных отходов с различной степенью активности и радиационных источников, предназначенных для различных целей. С учетом радиационных свойств РМ необходимо при их хранении и транспортировании предпринимать ряд мер, снижающих риски возможного воздействия ионизирующего излучения на человека и окружающую среду.

Важной частью обеспечения ядерной и радиационной безопасности при хранении и транспортировании РМ является правовое регулирование. Так, требования к безопасному транспортированию опасных грузов, в том числе отработавшего ядерного топлива, на различных видах транспорта между объектами использования атомной энергии регламентируются федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» (НП-053-16) [i]. Данный документ разрабатывался на основе документа МАГАТЭ «Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов» SSR-6 и устанавливает требования безопасности при транспортировании РМ, в том числе, требования к операциям и условиям, которые связаны с перемещением РМ и составляют этот процесс. Гармонизация требований НП-053-16 с положениями SSR-6 обоснована тем, что положения данного документа включены в рекомендации ООН по перевозке опасных грузов 7 класса, то есть РМ, включая ОЯТ (данные положения отражены в документе ООН «Рекомендации по перевозке опасных грузов», которые также принято называть «Оранжевой книгой»).

Стоит отметить, что за последние годы подходы к регулированию безопасности при транспортировании РМ в различных странах претерпели изменения, обусловленные, в том числе:

- необходимостью транспортирования крупногабаритных грузов, имеющих радиоактивное загрязнение, образующихся при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии;
- необходимостью учета эффектов старения конструкций упаковок.

С целью актуализации требований МАГАТЭ была выпущена новая редакция SSR-6 (Rev.1) [ii]. Одним из наиболее существенных изменений в SSR-6 (Rev.1) является введение нового вида материалов (грузы с поверхностным радиоактивным загрязнением ОПРЗ-III, для которых увеличены допустимые пределы активности). В SSR-6 (Rev.1) определены правила безопасности при транспортировании данных грузов. Кроме этого Документом МАГАТЭ SSR-6 (Rev.1) добавлены новые требования о необходимости учета механизмов старения упаковок, пересмотрены некоторые значения пределов активностей A_1 и A_2 для ряда радионуклидов.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

На основании вышеуказанного был разработан проект изменений в НП-053-16, которым:

- внедрена новая группа РМ (ОПРЗ-III, крупногабаритные грузы с поверхностным загрязнением);
- установлены требования к перевозке ОПРЗ-III;
- проведена корректировка требований к проведению испытаний материалов НУА-III и испытаний на выщелачивание РМОВ;
- проведена корректировка пределов по активности радионуклидов в РМ (значения A_1 и A_2).

Хронология изменений правил МАГАТЭ и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии представлена на рисунке 1.

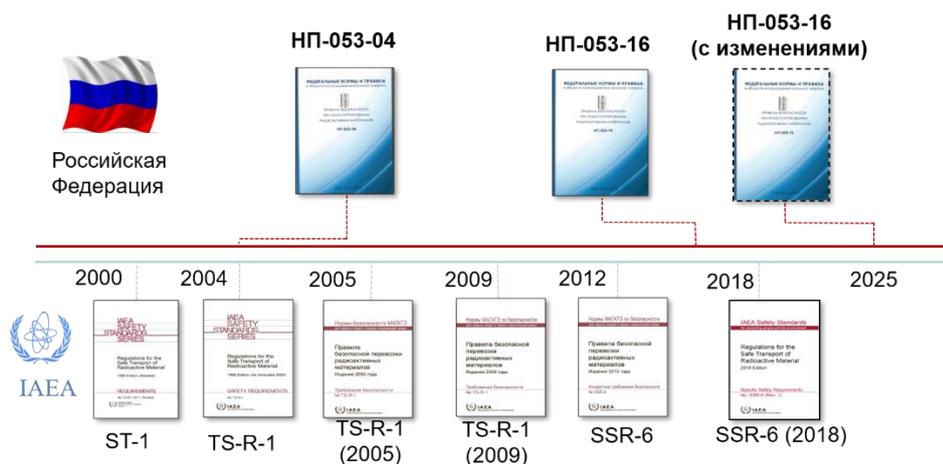


Рис. 1 – Хронология разработки НП-053-16 и изменений Правил МАГАТЭ

На основании включения в SSR-6 (Rev.1) положений о необходимости учета механизмов старения упаковочных комплектов были разработаны соответствующие изменения в НП-053-16. Внесение данных изменений в НП-053-16 особенно важно в связи с тем, что применяемый в настоящее время парк упаковочных комплектов, предназначенных для транспортирования отработавшего ядерного топлива, состоит преимущественно из контейнеров, спроектированных и изготовленных в 1970-1980 годах (в частности, ТУК-6, ТУК-13, предназначенные для транспортирования ОЯТ реакторов ВВЭР), и срок их эксплуатации уже превышает 30 лет [iii].

Кроме этого, в Российской Федерации предусмотрена разработка и поставка на зарубежные АЭС новых двухцелевых контейнеров. Указанные контейнеры запланировано использовать для хранения РМ на площадке АЭС в течение длительного времени (ОЯТ до 60 лет, ВАО до 300 лет) [iv]. Контейнеры, используемые для транспортирования и хранения других РМ, несмотря на меньшую потенциальную опасность радиоактивного содержимого, также зачастую характеризуются длительным использованием с продленным сверх назначенного сроком эксплуатации. Зачастую после длительного хранения предусмотрено транспортирование РМ на централизованные пункты хранения или на переработку с использованием тех же контейнеров, что требует поддержания их в работоспособном состоянии в достаточно продолжительный период времени [v].

При этом на момент разработки данных изменений в НП-053-16 отсутствовали руководящие документы, описывающие общие условия и рекомендации по подготовке и содержанию соответствующих документов по отношению к контейнерам для хранения и

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

транспортирования отработавшего ядерного топлива и высокоактивных радиоактивных отходов. В связи с чем специалистами ФБУ «НТЦ ЯРБ» было разработано руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации к структуре и содержанию программ управления ресурсом контейнеров для хранения и транспортирования радиоактивных материалов» (РБ-035-24) [vi], устанавливающее:

- рекомендации по структуре и содержанию программы управления ресурсом контейнеров для хранения и транспортирования РМ;
- рекомендации по обоснованию подходов к учету процессов старения при анализе безопасности и при разработке эксплуатационной документации контейнеров для хранения и транспортирования РМ;
- рекомендуемые подходы к обоснованию критериев старения при анализе безопасности контейнеров для хранения и транспортирования РМ.
- НП-053-16 является основополагающим документом в области обеспечения безопасности при транспортировании РМ, однако далеко не единственным. Так, обеспечение безопасности при транспортировании РМ также регламентируется следующими нормативными и рекомендательными документами:
 - «Правила физической защиты радиоактивных веществ и отдельных ядерных материалов при их транспортировании» (далее – НП-073-23) [vii] (разработаны с учетом положений документов МАГАТЭ NSS № 14 [viii]);
 - «Требования к планированию и обеспечению готовности к ликвидации последствий аварий при транспортировании грузов радиоактивных материалов» (далее – НП-074-23 [ix]) (разработаны с учетом положений документов МАГАТЭ SSG-65 [x]);
 - «Рекомендации по структуре и содержанию программ управления ресурсом контейнеров для хранения и транспортирования радиоактивных материалов» (РБ-035-24) [xi];
 - «Рекомендации по разработке программ обеспечения качества при транспортировании радиоактивных материалов» (далее – РБ-110-16) [xii] (разработаны с учетом положений документов МАГАТЭ TS-G-1.4 [xiii]);
 - «Состав и содержание программы радиационной защиты при транспортировании радиоактивных материалов» (далее – РБ-127-17) [xiv] (разработаны с учетом положений документов МАГАТЭ TS-G-1.3 [xv]);
 - «Рекомендации по составу и содержанию отчета по обоснованию безопасности при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и радиоактивными отходами при их транспортировании» (РБ-163-19) [xvi].

Схематично общая структура международной и российской нормативной правовой базы в области обеспечения безопасности при транспортировании РМ представлена на рисунке 2.

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

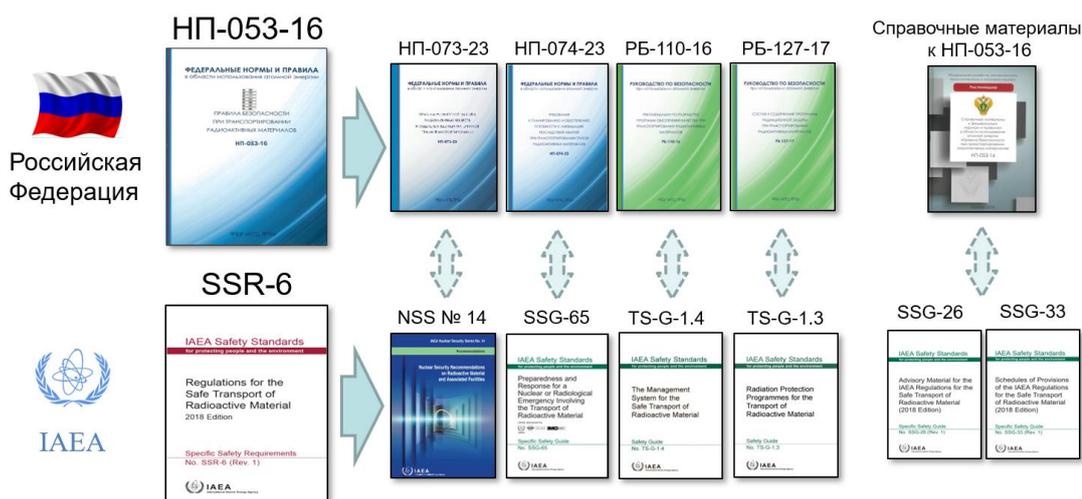


Рис. 2 – Общая структура документов в области обеспечения безопасности при транспортировании радиоактивных материалов

Как было указано выше, требования к планированию и обеспечению готовности к ликвидации последствий аварий при транспортировании грузов РМ содержатся в НП-074-23. По сравнению со старой редакцией (НП-074-06) требования данного документа гармонизированы с подходами МАГАТЭ, а также в данном документе определена ответственность за планирование и обеспечение готовности к ликвидации последствий аварий перевозчика и других участников аварийного реагирования, систематизированы требования к планам работ по ликвидации последствий аварий.

Разработка нового документа НП-074-23 была обусловлена утверждением новой редакции общих требований по безопасности МАГАТЭ «Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации» GSR Part 7, положения которого затрагивают, в том числе, аварийную готовность и реагирование в случае чрезвычайных ситуаций при транспортировании ядерных материалов и радиоактивных веществ. Кроме этого, старая редакция НП-074-06 не в полной мере соответствовали текущему состоянию нормативной и законодательной базы.

В отношении транспортирования РМ по площадке ОИАЭ требования безопасности до недавнего времени были установлены только для ЯТ. Эти требования установлены в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии «Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии» (далее – НП-061-05) [xvii]. При этом документ, регулирующий безопасность при транспортировании остальных РМ на территории ОИАЭ, отсутствовал.

На основании вышеуказанного ФБУ «НТЦ ЯРБ» были разработаны федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила безопасности при перевозке радиоактивных материалов на объектах использования атомной энергии» (НП-025-22) [xviii], которые устанавливают требования безопасности при транспортировании РМ на ОИАЭ. Под РМ в контексте данных федеральных норм и правил понимаются радиоактивные вещества, радиоактивные отходы, а также ядерные материалы, за исключением ядерного топлива. Требования НП-025-22 обязательны для исполнения эксплуатирующими организациями, а также организациями, выполняющими работы и предоставляющими услуги в области использования атомной энергии по видам деятельности в области использования атомной энергии, осуществляемым на ОИАЭ, в рамках которых разрешается выполнение работ по внутриобъектовой перевозке РМ.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

На сегодняшний день активно развиваются и внедряются технологии контейнерного хранения отработавшего ядерного топлива, предусматривающие сооружение пунктов контейнерного хранения ОЯТ. Однако в российской нормативно-правовой базе требования безопасности к данному типу хранения не были развиты в достаточной степени, в связи с чем были разработаны федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Пункты контейнерного хранения отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности» (далее – НП-039-22) [xix]. В пунктах контейнерного хранения предполагается использование контейнеров, которые могут быть предназначены как для длительного хранения ОЯТ в ПКХ, так и для транспортирования ОЯТ. Данный документ содержит требования к проектированию, размещению, сооружению и эксплуатации пунктов контейнерного хранения ОЯТ, а также устанавливает требования к конструкции двухцелевых ТУК (предназначенных для хранения и перевозки ОЯТ). Данный документ учитывает положения документов МАГАТЭ SSG-15 [xx] и SSG-27 [xxi].

Заключение

Нормативная правовая база Российской Федерации в области безопасности транспортирования РМ постоянно совершенствуется и гармонизируется с международными подходами.

Разработанные с 2022 г. нормативные документы направлены на повышение эффективности регулирования безопасности при хранении и транспортировании РМ с учетом развития атомной отрасли и внедрения новых технологий.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» (НП-053-16), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 сентября 2016 г. № 388 (зарегистрирован в Минюсте России 24 января 2017 г., рег. № 45375).

2. Specific Safety Requirements «Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material» (SSR-6, 2018 Edition).

3. Контейнер ТК-13. Техническое описание и инструкция по эксплуатации. Инв № 1332.00.00.000 ТО.

4. «ТУК в помощь. Росатом создает востребованную рынком линейку систем для транспортировки и хранения ОЯТ». <https://atomvestnik.ru/2024/04/30/tuk-v-pomoshh/>.

5. О транспортировании отработавшего ядерного топлива реакторов типа ВВЭР. Курындин А.В., Строганов А.А., Курындина Л.А. (НТЦ ЯРБ).

6. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации к структуре и содержанию программ управления ресурсом контейнеров для хранения и транспортирования радиоактивных материалов» (РБ-035-24), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 16 февраля 2024 г. № 57.

7. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила физической защиты радиоактивных веществ и отдельных ядерных материалов при их транспортировании» (НП-073-23), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 23 ноября 2023 г. № 416 (зарегистрирован в Минюсте России 22 декабря 2023 г. рег. № 76569).

8. Nuclear Security Recommendations on Radioactive Material and Associated Facilities. IAEA Nuclear Security Series № 14.

9. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к планированию и обеспечению готовности к ликвидации последствий аварий при транспортировании грузов радиоактивных материалов» (НП-074-23), 30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 11 декабря 2023 г. № 446 (зарегистрирован в Минюсте России 20 марта 2024 г. рег. № 77569).

10. Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency Involving the Transport of Radioactive Material. IAEA. Specific Safety Guide (SSG-65).

11. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по структуре и содержанию программ управления ресурсом контейнеров для хранения и транспортирования радиоактивных материалов» (РБ-035-24), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 16 февраля 2024 г. № 57.

12. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по разработке программ обеспечения качества при транспортировании радиоактивных материалов» (РБ-110-16), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 27 января 2016 г. № 30.

13. The Management System for the Safe Transport of Radioactive Material. IAEA. Safety Guide (TS-G-1.4).

14. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Состав и содержание программы радиационной защиты при транспортировании радиоактивных материалов» (РБ-127-17), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 24 августа 2017 г. № 330.

15. Radiation Protection Programmes for the Transport of Radioactive Material. IAEA. Safety Guide (TS-G-1.3).

16. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по составу и содержанию отчета по обоснованию безопасности при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и радиоактивными отходами при их транспортировании» (РБ-163-19), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 23 декабря 2019 г. № 491.

17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии» (НП-061-05), утверждены Постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 декабря 2005 г. № 23.

18. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила безопасности при перевозке радиоактивных материалов на объектах использования атомной энергии» (НП-025-22), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25 апреля 2022 г. № 145 (зарегистрирован в Минюсте России 28 июня 2022 г. № 69053).

19. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Пункты контейнерного хранения отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности» (НП-039-22), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 26 октября 2022 г. № 361 (зарегистрирован в Минюсте России 21 декабря 2022 г., рег. № 71732).

20. Storage of Spent Nuclear Fuel. IAEA. Specific Safety Guide (SSG-15 (Rev. 1)).

21. Criticality Safety in the Handling of Fissile Material. IAEA. Specific Safety Guide (SSG-27).

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

КОМПЛЕКСНАЯ ОЦЕНКА ОБЛУЧЕНИЯ ГОРОДСКОГО НАСЕЛЕНИЯ РОССИИ ПРИРОДНЫМИ РАДИОНУКЛИДАМИ

И. В. Ярмошенко

Институт промышленной экологии УрО РАН, Екатеринбург, Россия

эл. почта: ivy@ecko.uran.ru

В докладе представлены обобщенные результаты исследования облучения городского населения России природными радионуклидами, выполненного в ИПЭ УрО РАН.

Были выполнены исследования облучения населения радоном и его дочерними продуктами, дочерними продуктами торона, внешнего облучения, обусловленного содержанием природных радионуклидов в строительных материалах.

В период 2019-2021 г. ИПЭ УрО РАН выполнил крупное радоновое обследование о в городах Екатеринбург, Краснодар, Москва, Нижний Новгород Новосибирск, Салехард, Санкт-Петербург, Тюмень, Челябинск. В исследование вошли столичные города, центры крупных регионов, города, расположенные в различных климатических и природных зонах. Выбранные для исследования города демонстрируют высокие объемы жилищного строительства. Всего было обследовано более 1000 зданий. Основные характеристики обследования: квазислучайное формирование выборки, интегрирующие методы измерения, включение различных типов зданий, учет сезонных вариаций ОА радона, корректировка результатов с учетом охвата основных типов зданий. Результаты исследования опубликованы в журнале Радиационная гигиена (Жуковский М. В. и соавт. 2022, № 15).

Для измерения эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА) торона использован разработанный в ИПЭ УрО РАН оригинальный метод оценки этой величины. Метод и результаты исследования подробно представлен в статье Изгагина и соавт. в Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2024, № 333.

Измерение содержания природных радионуклидов в строительных материалах выполнено с использованием нового метода неразрушающего контроля. Метод основан на применении полевого, мобильного гамма-спектрометра, откалиброванного для проведения измерений в помещениях зданий. Измерения содержания природных радионуклидов в строительных материалах неразрушающим методом выполнены в 100 квартирах в разных городах страны. Результаты исследований с применением данного метода более подробно представлены в журнале Science of The Total Environment в 2024 г. Данные о средней удельной активности Th-232 в строительных материалах были использованы для расчета средней ЭРОА торона в соответствующих городах и группах зданий в зависимости от периода постройки.

На рисунке 1 представлен вклад основных источников в эффективную дозу облучения в новых зданиях. Наибольшая средняя доза облучения в г. Екатеринбурге (3,3 мЗв/год) связана с высоким уровнем ОА радона, который в свою очередь формируется вследствие относительно высокой УА Ra-226 и низкой кратности воздухообмена в зданиях повышенного класса энергоэффективности.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

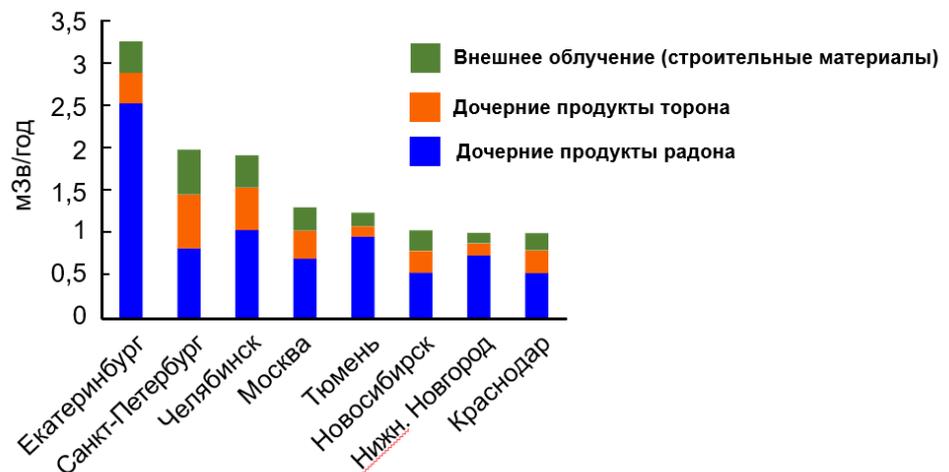


Рис.1 - Вклад основных источников в эффективную дозу облучения в новых зданиях

В исследовании были получены следующие средние значения характеристик факторов облучения: среднегодовая ОА радона 25 Бк/м^3 , среднегодовая ЭРОА торона $0,45 \text{ Бк/м}^3$, мощность дозы внешнего гамма-излучения за счет природных радионуклидов в строительных материалах 34 нЗв/ч . Дополнительно можно принять, что внешнее облучение вне жилищ добавляет к дозе $0,1 \text{ мЗв/год}$, космическое облучение – $0,35 \text{ мЗв/год}$.

Для перехода от величин ЭРОА радона и ЭРОА торона к годовой эффективной дозе были использованы дозовые коэффициенты, представленные в публикации 137 МКРЗ, скорректированные с учетом ожидаемой скорости дыхания в жилищах.

Средняя суммарная доза облучения жителей многоэтажных зданий от природных источников ионизирующего излучения в городах России составила $1,9 \text{ мЗв/год}$. Вклад дочерних продуктов радона в эту величину на уровне 45% , дочерних продуктов торона – 18% , внешнего облучения – 37% .

По результатам исследования сформулированы следующие основные выводы:

- 1) В крупных городах России средняя эффективная доза облучения жителей современных многоэтажных зданий составляет $1,9 \text{ мЗв/год}$.
- 2) Строительные материалы доминируют в качестве источника ионизирующего излучения городского населения России. Суммарный вклад природных радионуклидов в строительных материалах – $1,4 \text{ мЗв/год}$ (радон + торон + внешнее облучение).
- 3) Наибольшая средняя доза облучения в г. Екатеринбурге связана с высоким уровнем ОА радона, который в свою очередь формируется вследствие относительно высокой УА Ra-226 и низкой кратности воздухообмена в зданиях повышенного класса энергоэффективности.
- 4) В целом радиационная обстановка в жилищах городского типа в России является удовлетворительной.
- 5) Основные направления оптимизации радиационной безопасности городского населения – контроль накопления радона в современных энергоэффективных зданиях и поддержание достигнутого уровня контроля природных радионуклидов в строительных материалах.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

СОВРЕМЕННАЯ РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА В Г. ЛЕРМОНТОВ (СТАВРОПОЛЬСКИЙ КРАЙ)

А. В. Титов, Н. К. Шандала, Д. В. Исаев, Ю. С. Бельских, М. П. Семенова,
Т. А. Дороньева, Ю. Н. Павленко-Михайлов

ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия

эл. почта: titov_fmbc@mail.ru

Цель работы: Оценка современной радиационной обстановки в г. Лермонтов Ставропольского края, на территории которого расположены объекты уранового наследия.

В конце 40-х годов прошлого столетия в центральной части региона Кавказских Минеральных Вод (КМВ) на территории горного массива Бештау было открыто месторождения урана. В отличие от других городов и населенных пунктов в районе расположения месторождения, только в городе Лермонтов находятся объекты так называемого «уранового» наследия.

В 1996 г. город Лермонтов стал муниципальным образованием (см. рис. 1).

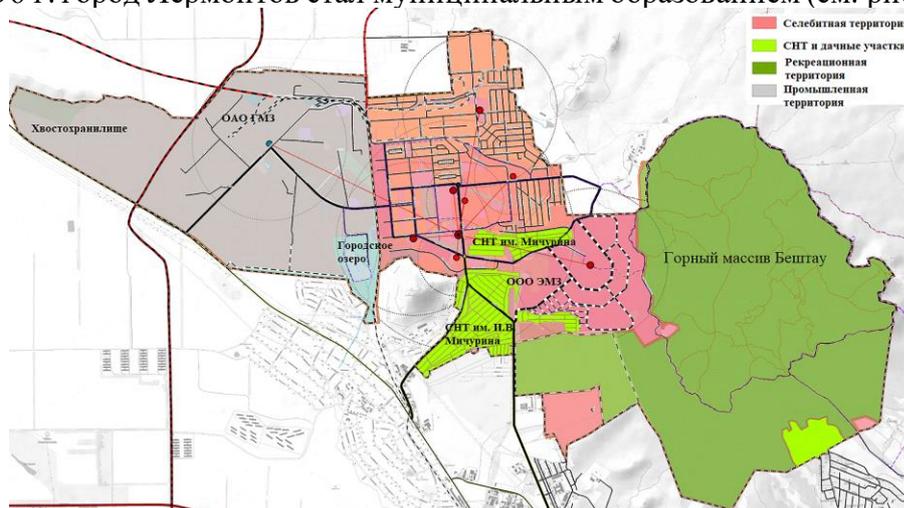


Рис.1. План муниципального образования городского округа города Лермонтов

Непосредственно на территории города находилось два радиационно-опасных объекта: гидрометаллургический завод (ГМЗ) с хвостохранилищем и завод первичного обогащения урановых руд, который после закрытия рудника № 1 был преобразован в электромеханический завод (ЭМЗ) для производства скважинных насосов, используемых при траншейном и подземном выщелачивании на руднике № 2 (гора Бык).

В 1991 г. ЭМЗ и ГМЗ стали самостоятельными предприятиями - ООО ЭМЗ и ОАО ГМЗ. На первом заводе продолжается производство скважинных насосов, а на втором организовано производство удобрений и азотных соединений, отходы которого (фосфогипс) используются при рекультивации хвостохранилища.

Город Лермонтов - один из самых молодых городов Ставропольского края, расположен в центральной части региона Кавказских Минеральных Вод (КМВ) и входит в состав особо охраняемого эколого-курортного региона Российской Федерации. Поэтому соблюдение требований экологической и радиационной безопасности на его территории является обязательным.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Мощность амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) на территории исследовалась методом пешеходной и автомобильной гамма-съемки с помощью портативного спектрометрического комплекса МКС-01А "Мультирад-М" с привязкой к географическим координатам с использованием глобальной навигационной системы GPS.

Пробы почвы отбирались из 10-см слоя. Содержание радионуклидов в пробах почвы и местных продуктов питания измерялось гамма - спектрометром фирмы «CANBERRA» с программным обеспечением Genie-2000.

Измерение удельной активности (УА) ^{210}Pb и ^{210}Po проводилось на радиометрических установках УМФ-2000 после радиохимического выделения радионуклидов в соответствии с МУК 4.3.051-2011.

Измерения объемной активности радона (ОА) в неотопливаемый и отопливаемый периоды года проводились камерами РЭИ-4 с пленочными трековыми детекторами комплекта ТРЕК-РЭИ1М (Россия) в соответствии с МВИ 2.6.1.003-99.

Дозы облучения населения оценивались в соответствии с методическими указаниями

МУ 2.6.1.1088-02.

Исследование радиационной обстановки в пределах муниципального образования городского округа города Лермонтов (без территории горного массива Бештау) показало следующее:

1. Значения МАЭД на селитебной и рекреационной части города, за исключением береговой части у озера у СНТ им. И.В. Мичурина, не превышают 0,27 мкЗв/ч. На береговой части озера имеются участки со значениями МАЭД до 0,42 мкЗв/ч.

2. На территории ОАО ГМЗ и ООО ЭМЗ, ныне не относящихся к радиационно опасным предприятиям, имеются участки со значениями до 0,41 и 0,39 мкЗв/ч, соответственно.

3. Повышенные значения МАЭД, до 1,2 мкЗв/ч, и ЭРОА_{Rn} [1] наблюдаются на территории хвостохранилища вне рекультивированных карт.

4. В почве территории города Лермонтов только УА ^{232}Th и ^{40}K не отличаются от соответствующих показателей в других регионах Северного Кавказа. УА ^{226}Ra в почве всех функциональных зон города, за исключением рекультивированных карт, выше средних значений по Ставропольскому краю.

Максимальные значения УА ^{226}Ra зафиксированы на не рекультивированной территории хвостохранилища (до 2790 Бк/кг). На отдельных участках хвостохранилища почва относится к ТРО.

5. Среднегодовая эффективная доза внешнего облучения жителей города составляет 2,1 мЗв, а доза внутреннего облучения от потребления местных пищевых продуктов (молока и картофеля) - 86 мкЗв (диапазон: 22-180 мкЗв).

6. Основным фактором радиационного воздействия на жителей города является ингаляционное поступление радона и его дочерних продуктов, что характерно и для других городов КМВ. Высокие уровни в жилых помещениях свойственны для одно-, двух- и трехэтажных зданий застройки до 1970 г. (среднее значение ЭРОА_{Rn} – 238 Бк/м³) и для частных одноэтажных домов с отдельными подсобными помещениями [2].

В производственных помещениях ООО ЭМЗ (за исключением здания склада) и ОАО ГМЗ значения ЭРОА_{Rn} не превышают установленных в России нормативов.

В целом радиационная обстановка в г. Лермонтов не отличается от таковой в городах региона КМВ. Основным фактором радиационного воздействия является ингаляционное поступление радона и его дочерних радионуклидов при нахождении в помещениях домов старой постройки. Для гостей города данный фактор менее значим из-за короткого времени пребывания в городе.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ЛИТЕРАТУРА

1. Крупкин А.Б., Гусев А.В. Радиационно-гигиеническая оценка воздействия негативных природных факторов, а также последствий деятельности ОАО «Гидрометаллургический завод» на население города Лермонтов // АНРИ. 2023. № 4 (115). С. 64-76.
2. Верейко В.С. Лермонтов борется с радоном // Федеральный вестник экологического права. 2004. № 2. С. 19-36.

МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННО-ЭКОЛОГИЧЕСКИХ ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ АРКТИЧЕСКИХ МОРЕЙ

А. И. Крышев, Т. Г. Сазыкина

ФГБУ «НПО «Тайфун», Обнинск, Россия

эл. почта: ecomod@yandex.ru

Прогноз радиэкологической обстановки при аварийном поступлении радионуклидов в водные объекты возможен только с использованием динамических моделей из-за отсутствия равновесия в распределении радионуклидов между водой и компонентами водных экосистем. В публикациях МАГАТЭ [1, 2] указано, что приведенные в них данные о коэффициентах перехода радионуклидов относятся только к равновесным условиям, т.е. таким, когда установилось равновесие в распределении радионуклидов между компонентами окружающей среды. Отмечено, что равновесные условия существуют при контролируемых непрерывных сбросах радионуклидов в окружающую среду, тогда как при аварийном поступлении в водные объекты равновесие не устанавливается на протяжении длительного времени (цитата: «rate of transfer between compartments must be assumed to vary with time») [2]. Аналогичное положение содержится в п. 1.2 публикации МАГАТЭ [3] относительно характеристик перехода радионуклидов из воды в природную биоту. В случае радиационной аварии расчет загрязнения рыбы долгоживущими радионуклидами (^{137}Cs , ^{90}Sr и др.) путем умножения объемной активности радионуклида в воде на равновесное (справочное) значение коэффициента накопления радионуклида приведет к некорректным результатам на протяжении нескольких лет после аварийного загрязнения.

В НПО «Тайфун» разработана динамическая модель миграции радионуклидов между компонентами водных экосистем, позволяющая рассчитывать содержание радионуклидов в гидробионтах после аварийного загрязнения. Ранее модель применялась для оценки радиэкологических последствий загрязнения водных экосистем после аварий на Чернобыльской АЭС и АЭС «Фукусима-1» [4, 5]. Динамическая модель адаптирована для расчета миграции радионуклидов в экосистеме Арктических морей, с целью оценки и прогноза гипотетических последствий аварийного поступления радионуклидов в Арктическую морскую экосистему для биоты и человека [6]. Модель применена для оценки уровней облучения морской биоты и динамики загрязнения ^{137}Cs промысловых видов рыб Баренцева моря при гипотетической аварии с затонувшей атомной подводной лодкой К-159.

АПЛ К-159 затонула 30 августа 2003 г. в результате нештатной ситуации при транспортировке на утилизацию, в южной части Баренцева моря, на расстоянии 6 км от острова Кильдин. Для этого затонувшего объекта существует гипотетическая возможность радиационной аварии с самопроизвольной цепной реакцией, что может

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

привести к поступлению долгоживущих техногенных радионуклидов в морскую среду [7]. В рамках сценария гипотетической аварии было принято, что в морскую воду может поступить $2,48 \cdot 10^{13}$ Бк ^{137}Cs [7]. Было показано, что объемная активность ^{137}Cs в воде Баренцева моря после аварии быстро снизится за счет разбавления и переноса с течениями и достигнет фоновых уровней не позднее, через 1 год после аварии [8].

При этом прогнозируется сохранение высоких уровней удельной активности ^{137}Cs в донных отложениях на протяжении длительного времени после аварийного поступления. Особое значение это имеет в непосредственной близости от источника аварийного загрязнения, где сформируется пятно с высокими уровнями удельной активности ^{137}Cs в донных отложениях. По расчетным оценкам загрязнение ^{137}Cs верхнего слоя донных отложений на расстоянии до 200 м от места аварии при отсутствии мер по реабилитации за 9 лет снизится от 1,2 до 0,6 МБк/кг [9].

Доза острого облучения придонной рыбы за первые 10 дней после аварии, на расстоянии не более 200 м от места аварии, оценена почти в 100 мГр. Вероятность гибели придонной рыбы в течение 10 дней за счет острого облучения не превышает 1 %. На расстоянии 200 м максимальная расчетная мощность дозы хронического облучения гидробионтов от аварийного поступления ^{137}Cs для рыбы составляет 9,0 мГр/сут, моллюсков – 9,7 мГр/сут, водных растений – 5,5 мГр/сут, при основном вкладе внешнего облучения.

Наличие локального пятна высокого загрязнения ^{137}Cs донных отложений необходимо учитывать при анализе радиоэкологических последствий аварии, поскольку ^{137}Cs в донных отложениях может являться источником радиоактивного загрязнения всей бентосной пищевой цепочки, включая придонные виды рыб. Для Баренцева моря характерно наличие промысловых видов рыб, связанных с бентосной пищевой цепочкой и совершающих сезонные миграции на большие расстояния, например, треска (*Gadus morhua*) и пикша (*Melanogrammus aeglefinus*). С июля по сентябрь пикша обитает в южной части Баренцева моря, где основу ее рациона составляет бентосная фауна. Во время нерестовой миграции пикша проходит расстояние до 1000 км в течение 4 – 5 месяцев. Динамическая модель позволяет оценить уровни и динамику загрязнения ^{137}Cs промысловой мигрирующей рыбы для сценария аварии с АПЛ К-159, в зависимости от длительности нахождения рыбы вблизи пятна высокого загрязнения донных отложений.

Сделано предположение, что вблизи сформировавшегося пятна загрязнения источником поступления ^{137}Cs в бентосную пищевую цепочку будут преимущественно донные отложения, а не морская вода. Накопление и выведение радионуклида морскими организмами зависит от их массы, интенсивности роста и метаболизма, факторов окружающей среды, загрязнения корма. Удельная активность радионуклида Y (Бк/кг) в рыбе, питающейся донными организмами, вычисляется с помощью уравнения:

$$\frac{dY}{dt} = -(\lambda + \varepsilon + \mu) \cdot Y + (\varepsilon + \mu) \cdot CF_s \cdot S(t), \quad (1)$$

где λ – постоянная радиоактивного распада ^{137}Cs , год⁻¹; μ – относительный прирост массы рыбы, год⁻¹, $\mu = 0,25$ год⁻¹ для пикши массой 2 кг; CF_s – равновесный коэффициент перехода ^{137}Cs из донных отложений в корм придонной рыбы – моллюсков и бентосную фауну, для Баренцева моря равен 0,12 [10]; ε – параметр, характеризующий метаболизм и обмен ^{137}Cs в организме рыбы, сут⁻¹, $\varepsilon = 0,42$ год⁻¹ для пикши массой 2 кг. Расчетная динамика содержания ^{137}Cs в донных отложениях $S(t)$ на расстоянии до 200 м от места аварии, для принятого сценария аварийного загрязнения, приведена в публикации [9].

При расчетах предполагалось нахождение и питание рыбы в районе высокого содержания ^{137}Cs в донных отложениях (локальное пятно загрязнения) вблизи места аварии на протяжении от 1 до 90 суток. При этом происходит ее включение в бентосную

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

цепочку биологического переноса ^{137}Cs . В течение времени, когда рыба находится вблизи пятна загрязнения, удельная активность ^{137}Cs в ней рассчитывается по формуле (1). В то время, когда рыба не находится вблизи локального пятна загрязнения, снижение накопленной в ней удельной активности ^{137}Cs рассчитывается с помощью уравнения (1), где принимается $S=0$.

На рис. 1 приведена расчетная динамика удельной активности ^{137}Cs в пикше в зависимости от продолжительности пребывания возле локального пятна аварийного загрязнения донных отложений (для принятого сценария аварии с АПЛ К-159). Максимальный уровень загрязнения ^{137}Cs пикши при пребывании вблизи пятна загрязнения на протяжении одних суток составляет 260 Бк/кг, через 1 год после аварии он снизится до 150 Бк/кг. Если пикша кормилась вблизи пятна загрязнения донных отложений на протяжении одной недели, то уровень загрязнения составит 1,9 кБк/кг, одного месяца – 7,8 кБк/кг, трех месяцев – 22 кБк/кг.

Гигиенический норматив по содержанию ^{137}Cs в рыбе составляет 130 Бк/кг. При условии, что рыба провела вблизи загрязненного участка донных отложений одни сутки, удельная активность ^{137}Cs в ней снизится до уровня гигиенического норматива через 1,5 года после загрязнения, одну неделю – через 4 года, один месяц – через 6 лет, три месяца – через 7 лет после загрязнения (рис. 1). Необходимо иметь в виду, что вылов такой рыбы может быть произведен в разных частях акватории Баренцева моря в зависимости от сезонных миграций пикши, в т. ч. на значительном удалении от загрязненного участка.

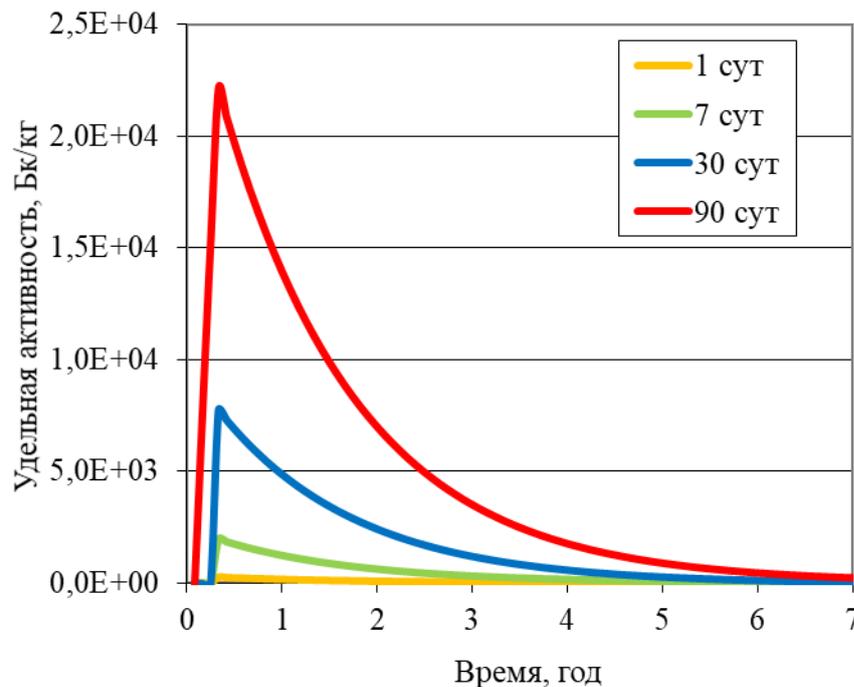


Рис. 1 - Снижение удельной активности ^{137}Cs в пикше Баренцева моря со временем после ее пребывания вблизи локального пятна загрязненных донных отложений на протяжении 1 – 90 суток в течение первого года аварии (расчет по модели)

На рис. 2 приведены результаты расчета максимального уровня загрязнения ^{137}Cs пикши при ее подходе к локальному пятну загрязнения донных отложений в разные годы после аварии, ее пребывания и питания возле этого пятна на протяжении от 1 до 30 суток. Снижение максимальных уровней загрязнения рыбы обусловлено снижением удельной активности ^{137}Cs в донных отложениях. Поскольку загрязнение донных отложений ^{137}Cs снижается медленно, то и максимальные уровни загрязнения придонной рыбы могут

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

оставаться выше гигиенического норматива, даже при ее непродолжительном нахождении вблизи локального пятна загрязнения через много лет после аварии. Дальнейшее биологическое самоочищение рыбы от накопленного радионуклида при ее нахождении в участках Баренцева моря с фоновыми уровнями загрязнения воды и донных отложений описывается уравнением (1).

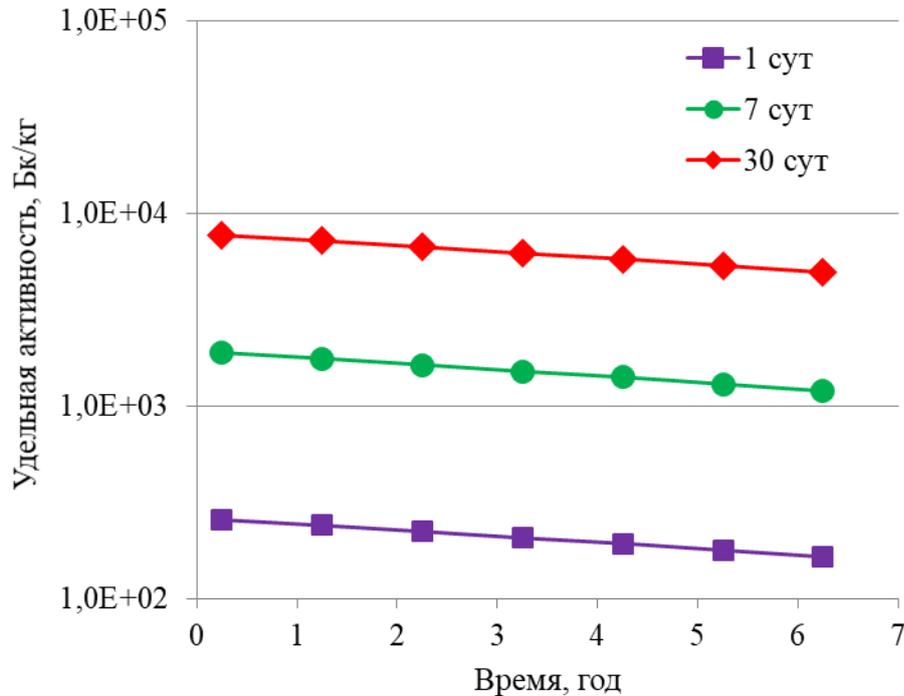


Рис. 2 - Максимальный уровень удельной активности ^{137}Cs в пикше при ее подходе к локальному пятну загрязнения донных отложений в разные годы после аварии, при разном времени пребывания возле пятна (от 1 до 30 суток), расчет по модели

С увеличением расстояния от места аварии загрязнение ^{137}Cs донных отложений снижается [9]. Соответственно, снижаются уровни содержания ^{137}Cs в донных организмах и уровни накопления радионуклида в мигрирующих рыбах, связанных с бентосной пищевой цепочкой. Для принятого сценария аварии с АПЛ К-159 расчет по модели показал, что максимальный уровень содержания ^{137}Cs в пикше при ее пребывании на протяжении 30 суток на расстоянии 2 км от места аварии не превысит 9 Бк/кг, снижаясь через 3 года после аварии до 1,5 Бк/кг. Кратковременное пребывание пикши на расстоянии 2 км от места аварии не приведет к загрязнению рыбы ^{137}Cs до уровней, превышающих санитарный норматив, но превысит современные уровни содержания ^{137}Cs в рыбе Баренцева моря. В настоящее время удельная активность ^{137}Cs в рыбе Баренцева моря изменяется в пределах 0,1–0,3 Бк/кг [11].

Путь облучения населения, связанный с локальным пятном высокого содержания ^{137}Cs в донных отложениях Баренцева моря после гипотетической аварии с АПЛ К-159, может сформироваться даже при наличии запрета на вылов рыбы вблизи места аварии. Отдельные особи промыслового мигрирующего вида рыб, связанного с донной пищевой цепочкой, могут накопить ^{137}Cs из загрязненного корма при непродолжительном нахождении вблизи небольшого по размеру участка донных отложений (рис. 1). После этого такая особь может быть выловлена в Баренцевом море на значительном расстоянии от места аварии.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Индивидуальная эффективная доза облучения человека от потребления одной особи пикши массой 2 кг, накопившей ^{137}Cs в результате нахождения от 1 до 90 суток вблизи пятна загрязнения донных отложений при заданном сценарии аварии, рассчитывается по формуле:

$$D = \varepsilon_{ing} \cdot M \cdot Y, \quad (2)$$

где $\varepsilon_{ing} = 1,3 \cdot 10^{-8}$ Зв/Бк дозовый коэффициент при пищевом поступлении ^{137}Cs в организм человека; M – масса потребленной рыбы, кг, поскольку съедобная часть рыбы составляет 60 %, то $M = 1,2$ кг; Y – удельная активность ^{137}Cs в рыбе, Бк/кг.

Для принятого сценария аварии, максимальная доза на человека от потребления единственной выловленной особи пикши, проведшей одни сутки вблизи локального пятна загрязнения в 1-й год после аварии, оценена равной 4 мкЗв, одну неделю – 30 мкЗв, две недели – 60 мкЗв, один месяц – 120 мкЗв, три месяца – 350 мкЗв.

Выполненные оценки показывают необходимость использования динамической модели для расчета как радиоэкологических, так и радиационно-гигиенических последствий морской аварии. При аварии с АПЛ К-159 максимальный расчетный уровень загрязнения ^{137}Cs донных отложений составляет 1,2 МБк/кг, что, в свою очередь, приводит к высокому уровню загрязнения ^{137}Cs бентосной фауны, постоянно обитающей вблизи пятна загрязнения. Эти морские организмы не используются в пищу населением, однако они являются связующим звеном в цепочке накопления ^{137}Cs между загрязненными донными отложениями и пикшей, промысловым видом рыб Баренцева моря, ведущей придонный образ жизни и совершающей значительные сезонные миграции.

Размер участка донных отложений с высоким уровнем загрязнения ^{137}Cs вблизи места аварии не превысит 200 м, поэтому повышенные уровни накопления ^{137}Cs в отдельных особях пикши возможны только при ее случайном нахождении вблизи этого небольшого загрязненного участка в период с июля по сентябрь. На расстоянии 2 км от места аварии расчетная удельная активность ^{137}Cs в донных отложениях ниже критерия отнесения к твердым радиоактивным отходам. Максимальный расчетный уровень загрязнения пикши ^{137}Cs при ее краткосрочном нахождении на расстоянии 2 км от места аварии не превышает установленный гигиенический норматив.

Можно сделать вывод, что в случае наличия (или прогноза) на дне Баренцева моря долговременного источника высокого радиоактивного загрязнения (^{137}Cs в донных отложениях) необходимо проводить оценку перехода радионуклида непосредственно из донных отложений в бентосную фауну. За счет встраивания в бентосную пищевую цепочку ^{137}Cs переходит в рыбу, совершающую сезонные миграции, и может быть обнаружен в рыбе на большом расстоянии от места аварийного загрязнения, где объемные активности ^{137}Cs в воде не превышают фоновых значений. Даже спустя несколько лет после аварии кратковременное пребывание рыбы возле загрязненного участка донных отложений может повлечь ее включение в бентосную цепочку переноса ^{137}Cs и накопление этого радионуклида в промысловом виде рыб выше нормативного уровня.

Наличие промысловых видов рыб, связанных с бентосной пищевой цепочкой (и, соответственно, с донными отложениями), и при этом совершающих миграции на большие расстояния, характерно именно для Арктических морей, особенно для Баренцева моря. При аварии на АЭС «Фукусима-1» данный путь биологического переноса радионуклидов отсутствовал, поскольку все виды рыб, связанные с бентосной пищевой цепочкой в том районе являются оседлыми. Ни один из мигрирующих видов рыб, заходящий в зону влияния аварии на АЭС «Фукусима-1», не связан с бентосной пищевой цепочкой.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Детальный анализ возможности биологического переноса ^{137}Cs и других долгоживущих радионуклидов мигрирующими промысловыми видами рыб Арктических морей должен выполняться в случае обнаружения или прогноза высоких уровней загрязнения участков морских донных отложений. Рекомендуется включить динамические модели накопления радионуклидов в биоте Баренцева моря в программные средства расчета последствий аварийного загрязнения Арктических морей в качестве отдельных модулей, с целью снижения неопределенности оценки доз облучения населения и морской биоты.

ЛИТЕРАТУРА

1. IAEA – International Atomic Energy Agency. Sediments distribution coefficients and concentration factors for biota in the marine environment. Technical Reports Series No. 422. IAEA, Vienna, 2004. – 95 p.
2. IAEA – International Atomic Energy Agency. Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environments. Technical Reports Series No. 472. IAEA, Vienna, 2010. – 194 p.
3. IAEA – International Atomic Energy Agency. Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer to wildlife. Technical Reports Series No. 479. IAEA, Vienna, 2014. – 211 p.
4. Kryshev A.I., Sazykina T.G. Comparative analysis of doses to aquatic biota in water bodies impacted by radioactive contamination. Journal of Environmental Radioactivity. – 2012. – V. 108. – P. 9–14.
5. Kryshev I.I., Kryshev A.I., Sazykina T.G. Dynamics of radiation exposure to marine biota in the area of the Fukushima NPP in March – May 2011. Journal of Environmental Radioactivity. – 2012. – V. 114. – P. 157–161.
6. Kryshev A.I., Sazykina T.G., Katkova M.N., et.al. Modelling the radioactive contamination of commercial fish species in the Barents Sea following a hypothetical short-term release to the Stepovogo Bay of Novaya Zemlya. Journal of Environmental Radioactivity. – 2022. – V. 244–245. № 106825.
7. Саркисов А.А., Сивинцев Ю.В., Высоцкий В.Л., Никитин В.С. Атомное наследие холодной войны на дне Арктики: Радиологические и технико-экономические проблемы радиационной реабилитации морей. – М., ИБРАЭ РАН, 2015. – 699 с.
8. Антипов С.В., Биладенко В.П., Высоцкий В.Л. и др. Прогноз и оценка радиоэкологических последствий гипотетической аварии на затонувшей в Баренцевом море атомной подводной лодке Б-159. Атомная энергия. – 2015. – Т. 119. – Вып. 2. – С. 106–113.
9. Сазыкина Т.Г., Крышев А.И. Оценка радиационного воздействия ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{90}Sr на биоту Баренцева моря вблизи источника загрязнения при гипотетической аварии с затонувшей атомной подводной лодкой «К-159». Морской биологический журнал. – 2023. – Т. 8. – № 4. – С. 94–105.
10. Росновская Н.А., Крышев А.И., Крышев И.И. Определение в воде и донных отложениях Баренцева моря контрольных уровней содержания радионуклидов, обеспечивающих приемлемый экологический риск. Морской биологический журнал. – 2022. – Т. 7. – № 4. – С. 70–80.

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

11. АМАР – Arctic Monitoring and Assessment Programme. АМАР Assessment 2015: Radioactivity in the Arctic. АМАР, Oslo, 2016. – 89 p.

АВТОНОМНЫЙ РЕЖИМ РАБОТЫ ЭНЕРГБЛОКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ С ВВЭР: НЕОБХОДИМОСТЬ НОВОГО СВОЙСТВА, СПОСОБ РЕАЛИЗАЦИИ

В. Е. Юрин

ФИЦ СНЦ РАН, СГТУ имени Гагарина Ю. А., Саратов, Россия

эл. почта: urin1990777@bk.ru

Разработан способ автономной работы энергоблоков атомных станций (АС) с ВВЭР при отключении от энергосистемы [1-2]. Разработка способа велась совместно со специалистами Балаковской АЭС на основе опыта ее эксплуатации, включая внештатные ситуации. Согласно технологическому регламенту эксплуатации энергоблоков Балаковской АЭС эксплуатационное состояние блока АС “работа на мощности” соответствуют мощности реактора от 1 % до 104 % номинальной мощности при номинальных параметрах теплоносителя первого контура и работающих главных циркуляционных насосах. Практика поддержания ВВЭР на малой мощности со сбросом пара в конденсатор через редуцирующее устройство имеет место, так как запуск остановленного реактора требует времени и разрешения Ростехнадзора, что приводит к значительным экономическим потерям в результате простоя АС. Генерируемый пар может обеспечить работу дополнительной маломощной (относительно основного агрегата) паровой турбины длительное время на обеспечение электроэнергией сети собственных нужд работающего и расхолаживаемых энергоблоков атомной станции, а также, при необходимости, резервно подключенных к сети собственных нужд АС важных, в том числе военных, стратегических, объектов.

Как было показано авторами и их коллегами ранее, при срабатывании аварийной защиты и переводе реакторов в режим расхолаживания, остаточное тепловыделение также может быть использовано для обеспечения работы дополнительной паровой турбины на выработку необходимой электроэнергии до 72 ч и более в зависимости от исходных условий [1, 3].

При работе одного реактора на мощности одна турбина может обеспечивать энергией все энергоблоки атомной станции и прочие необходимые важные объекты до нескольких лет в зависимости от топливной компании и нагрузки. Одна турбина с использованием остаточного тепловыделения одного реактора может значительное время обеспечивать энергией все энергоблоки атомной станции (подробнее ниже). Таким образом, установка дополнительной турбины на каждый энергоблок, позволит реализовать многоканальное общестанционное резервирование собственных нужд атомной станции.

В штатном режиме работы дополнительная турбина может работать на выработку электроэнергии, обеспечивая самокупаемость. Для этого могут использоваться как сторонние источники, например газовый энергетический котел (могут быть установлены пускорезервные котельные повышенных параметров) или системы аккумулирования, так и энергия реактора. Так, например, на Балаковской АЭС к 2024 г. ведутся работы по переводу энергоблока №4 на 107 % номинальной мощности. При этом были затрачены значительные средства на модернизацию цилиндра высокого давления основной турбины и замену ее электрогенератора. Как показало предварительное исследование, проведенные

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

мероприятия по модернизации основной турбины сопоставимы с установкой дополнительной турбины. Коэффициент полезного действия дополнительной турбины меньше, но АС получают дополнительный резерв собственных нужд и возможность оставаться на мощности при системных авариях, что позволит обеспечить энергией энергосистему после ее восстановления значительно быстрее, сократив потери в результате простоя.

Существует ряд техногенных и природных угроз, способных на длительное время изолировать АС от энергосистемы, других источников энергии или дополнительного топлива. Примером такой ситуации является Запорожская АЭС. При подключении небольшой турбины, один из энергоблоков мог бы обеспечивать собственные нужды станции и находящиеся рядом важные, в том числе военные, стратегические, объекты.

Разработанное техническое решение, позволяющее реализовать новое свойство для энергоблоков АС с ВВЭР – способность автономной работы, имеет значительную актуальность для энергетической безопасности Российской Федерации в связи с повышением безопасности самих АС, обеспечением резервного источника энергии для важных, в том числе военных, стратегических объектов, и ускорением ввода энергоблоков в работу при восстановлении связи с энергосистемой.

Способ и техническое решение реализации автономной работы энергоблоков АС с ВВЭР

На рисунке 1 показана схема подключения дополнительной паровой турбины к энергоблоку АС с ВВЭР.

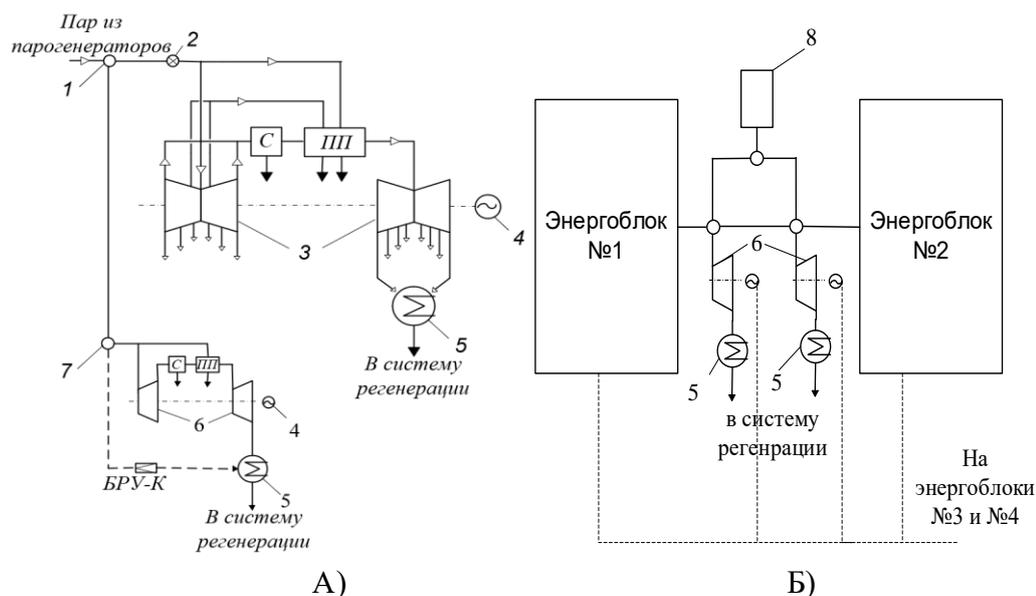


Рис. 1 - Схема резервирования собственных нужд энергоблока АС с ВВЭР на основе дополнительной паровой турбины (А- подключение к энергоблоку; Б – схема взаиморезервирования двух энергоблоков: 1 – парораспределительный клапан; 2 – стопорный клапан; 3, 6 – основная и дополнительная паровые турбины, соответственно; 4 – электрогенератор; 5 – конденсатор; 7 – паровой коллектор; 8 – дополнительный источник пара; С – сепаратор; ПП – промежуточный перегреватель; БРУ-К – быстродействующая редуцирующая установка со сбросом рабочего тела в конденсатор

Можно выделить следующие основные принципы работы дополнительных паровых турбин:

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

- у дополнительной турбины не предполагается своей системы регенерации и своих парогенераторов. В штатном режиме работы конденсат дополнительной турбины смешивается с конденсатом основной турбины. Однако, турбина должна иметь свой конденсатор. В качестве охлаждающей среды предлагается подавать воду от насосов техводы группы «Б» из пруда охладителя;

- в автономном режиме работы энергоблока (основная турбина остановлена, реактор на мощности) конденсат из конденсатора дополнительной турбины конденсатными насосами дополнительной турбины подается в основной деаэрактор, где нагревается, деаэрируется и подается в парогенераторы. Питательная вода из основного деаэратора вспомогательными питательными электронасосами (ВПЭН) подается по байпасу подогревателей высокого давления с температурой 164°C в парогенераторы. Пар из парогенераторов подается на дополнительную турбину и через быстродействующую редукционную установку собственных нужд (БРУ-СН) в основной деаэрактор на подогрев питательной воды. Так же пар из парогенераторов подается в сепаратор-пароперегреватель, откуда конденсат пара поступает в основной деаэрактор и также нагревает питательную воду. Схожий режим работы имеет место при запуске энергоблока - в парогенераторы питательную воду 164 °С подавать допустимо;

- в штатном режиме эксплуатации дополнительный расход питательной воды для дополнительной турбины может подаваться штатными насосами основного контура вместе с питательной водой для основной турбины через систему регенерации основной турбины;

- варианты врезки паропровода дополнительной турбины:

1) из каждого паропровода основной турбины после быстродействующего запорно-отсечного клапана (БЗОК) выходит по одному паропроводу дополнительной турбины, паропроводы объединяются в общий паропровод, и пар подается на дополнительную турбину. Вариант эффективнее второго по гидравлическим показателям и позволяет сохранить “качество” пара на высоком уровне;

2) подключение одного (единственного) паропровода дополнительной турбины к одной линии паропровода основной турбины или подключение одного (единственного) паропровода дополнительной турбины к объединенному коллектору основной турбины. Оба варианта врезки после БЗОК. Одно сварное соединение выявит более высокие показатели надежности. Однако потеря в качестве пара будет значительнее;

- для дополнительной турбины предполагается наличие по аналогии с основной турбиной ГПЗ (главная паровая задвижка) и СРК (стопорно-регулирующий клапан);

- БРУ-К общий. После отключения основной турбины СРК и ГПЗ основной турбины закрыты, и БРУ-К регулирует давление в трубопроводе на дополнительную турбину. БРУ-СН также остается в работе и подает пар в деаэрактор для подогрева питательной воды;

- слив ПГ (продувка) при автономном режиме может быть временно приостановлен, или оставлен в соответствии с проектом - после очистки на СВО-5 (спецводоочистка) продувочная вода возвращается в деаэрактор, выпар расширителя продувки парогенераторов сбрасывается в основной деаэрактор;

- одна дополнительная турбина с использованием энергии одного работающего реактора может длительное время (предварительно до нескольких лет, в зависимости от топливной компании) обеспечивать электроэнергией собственные нужды АС;

- из общего паропровода дополнительной турбины одного энергоблока возможна прокладка дополнительного резервного трубопровода в общий паропровод дополнительной турбины соседнего энергоблока, с установкой отсечных задвижек и дренажей для прогрева паропровода;

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

- предполагается (желательно) установка дополнительной турбины на каждом энергоблоке, тогда каждый блок со своей турбиной сможет обеспечить всю станцию энергией, т.е. будет реализовано многоканальное резервирование собственных нужд станции;

- при срабатывании аварийной защиты дополнительная турбина может продолжить выполнение своих функций определенное время с использованием остаточного тепловыделения реактора при естественной циркуляции теплоносителя первого контура.

Как показало исследование [1] для расхолаживания одного реактора ВВЭР-1000 одной паротурбинной установкой мощностью 12 МВт остаточного тепловыделения одного реактора достаточно для обеспечения электроэнергией требуемых потребителей в течение 72 ч и более. Для электроснабжения двух энергоблоков с использованием одной турбины остаточного тепловыделения одного реактора для длин топливной кампании 250 и 500 эфф. сут. также достаточно в течение 72 ч и более. Для длины топливной кампании 1 эфф. сут. остаточного тепловыделения одного реактора хватает на 48 ч автономного расхолаживания. Для расхолаживания четырех реакторов ВВЭР-1000 остаточного тепловыделения одного реактора ВВЭР-1000 при топливных кампаниях 1/250/500 эфф. сут. достаточно для генерации требуемых расхода и параметров пара во втором контуре в течение 25/56/63 ч, соответственно [1]. Такая дополнительная возможность применения дополнительных турбин способна оказать положительное влияние на результаты ВАБ, однако, требует специального исследования: ранее авторы рассматривали дополнительную турбину мощностью 12 МВт с целью использования остаточного тепловыделения. Для работы энергоблока на мощности при работающих ГЦН необходима дополнительная турбина значительно мощнее 12 МВт. Этот фактор приведет к падению КПД турбины при расходе пара, который возможен за счет остаточного тепловыделения. С падением КПД сократится и время возможного полезного использования остаточного тепловыделения.

Схема электрического подключения дополнительной турбины к энергоблоку АС

Разработан способ бесперебойного электроснабжения собственных нужд АС [4]. Сущность способа заключается в том, что генератор дополнительной турбины подключен к системе собственных нужд и энергосистеме (Рисунок 2), благодаря чему, при отключении станции от энергосистемы, дополнительная турбина остается в работе.

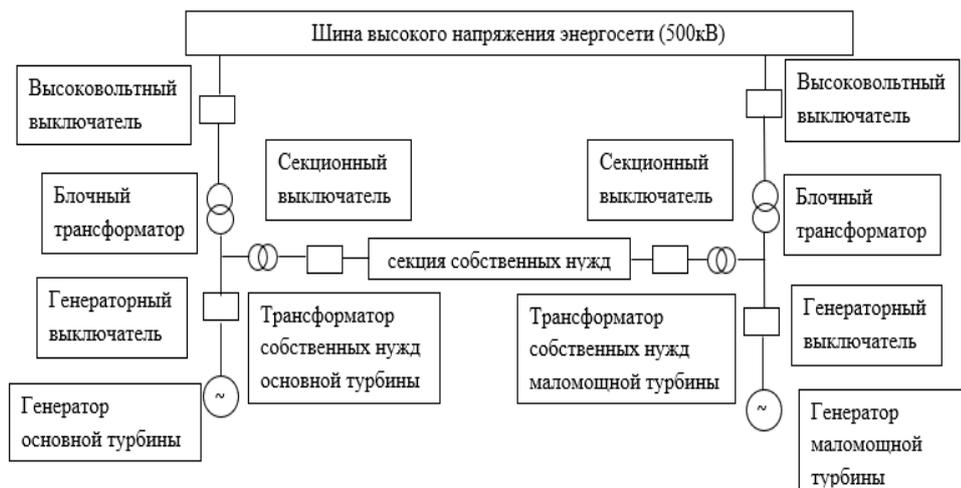


Рис. 2 - Принципиальная схема подключения основной и дополнительной паровых турбин энергоблока АС с ВВЭР к энергосистеме (шина высокого напряжения) и секции собственных нужд

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Согласно схеме (рисунок 2), при нормальной работе генераторные выключатели, высоковольтные выключатели и выключатель секционный собственных нужд (СН) основной турбины включены, выключатель питания СН маломощной турбины находится в режиме автоматического ввода резерва (АВР). Генераторы основной турбины и маломощной турбины синхронизированы с сетью. При аварии в энергосистеме высоковольтные выключатели обоих турбогенераторов отключаются, основная турбина отключается посадкой стопорных клапанов, также отключается выключатель генератора основной турбины и секционный выключатель СН со стороны основной турбины. Секция собственных нужд автоматически переходит на питание от генератора дополнительной турбины, а сама турбина переходит в режим поддержания частоты. В этом варианте есть основание предполагать, что при нормальной схеме присоединений генератор дополнительной ПТУ выдаёт мощность через собственный автотрансформатор (АТ) в сеть на распределительное устройство АС напряжением 110, 220, 330 или 500 кВ, а также через обмотку низкого напряжения на КРУ СН 6,0 или 10 кВ. Соответственно выключатель, который должен отключиться при погашении шин распределительного устройства, находится между АТ и шинами распределительного устройства. Генераторный выключатель (стоит между шинами генератора и трансформатора), от которого, как правило, идёт команда на отключение паровой турбины, должен остаться включенным [4].

Предварительный анализ влияния дополнительной турбины на безопасность АС

Для предварительной оценки влияния установки дополнительной паровой турбины на безопасность АС была разработана укрупненная оценка интенсивности отказа всех систем электроснабжения АС с последующим повреждением активной зоны (ПАЗ) [5]. Итоговая интенсивность отказа трехканальной системы аварийного электроснабжения с дизель-генераторами при полном обесточивании с последующим ПАЗ составила $7,4 \cdot 10^{-5}$ 1/(реактор·год). Результат сопоставим с погрешностью 11 % с известным результатом вероятностного анализа безопасности - $8,3 \cdot 10^{-5}$ 1/(реактор·год) [6].

Дополнительная турбина в зависимости от исходной ситуации вероятнее всего будет работать на пониженном (в допустимых пределах) режиме. В связи с этим, был рассмотрен диапазон ее интенсивности отказа, так как есть ряд исследований, говорящих о снижении надежности паровых турбин на пониженном режиме. Исходные интенсивности отказа и восстановления оборудования находятся посредством суммирования интенсивностей отказа (восстановления) по внутренним (наработка на отказ) и внешним (климатические условия) причинам [5-10]. Интенсивность отказа всех систем расхолаживания с последующим повреждением активной зоны для АЭС с ВВЭР-1200 с внешними теплообменниками системы пассивного отвода тепловыделения (СПОТ) активной зоны реактора составляет $2,0 \cdot 10^{-7}$ 1/(реактор·год) согласно [11]. Результаты предварительной оценки интенсивности отказа систем электроснабжения энергоблока АС с последующим повреждением активной зоны реактора показаны на Рисунке 3.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

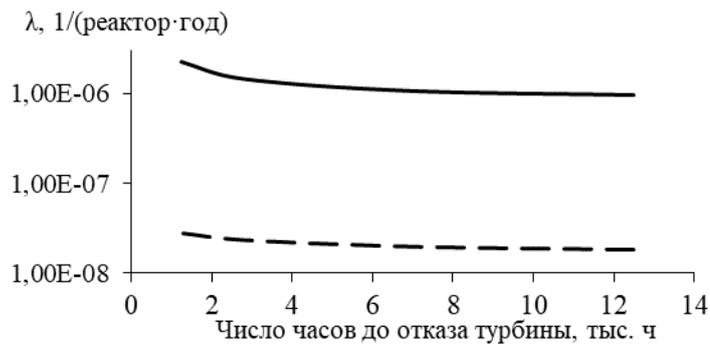


Рис. 3 - Интенсивность отказа систем электроснабжения энергоблока АС с последующим повреждением активной зоны реактора (λ) при установке дополнительной паровой турбины в зависимости от интенсивности отказа дополнительной турбины по внутренним причинам: (—) - энергоблок АС с трехканальной системой аварийного электроснабжения с дизель-генераторами; (- - -) энергоблок АС с двухканальной системой аварийного электроснабжения с дизель-генераторами и внешними теплообменниками СПОТ активной зоны реактора.

Таким образом, исследование показало, что, установка дополнительной паровой турбины оказывает весомое влияние на итоговую интенсивность отказа систем электроснабжения собственных нужд энергоблока АС с последующим ПАЗ.

В работе [12] авторы приводят результаты масштабного анализа затрат, принесенных аварией на Чернобыльской АЭС на 2016 год. На основе национальной оценки ущерба Беларуси (235 млрд \$ за 30 лет, и Украины (198 млрд \$ за 25 лет), с учетом применимости идентичных затрат для России авторами получена величина общего ущерба от аварии на Чернобыльской АЭС на уровне 700 млрд долларов за 30 лет. Затраты на обслуживание станции, изымаемую землю и восстановление здоровья населения продолжают расти.

В 2011 году Tokyo Electric Power Company (TEPCO) представила правительству смету расходов, вызванных аварией на АЭС «Фукусима-1», на сумму 22 триллиона иен (183 миллиардов долларов США при курсе 1 USD = 120 JPY на 2016 г составления программы). Смета была значительно выше первоначального варианта, что обусловлено задержкой с удалением оплавленных обломков станции и отменой приказов об эвакуации в загрязненной зоне [13]. Смета включает в себя: вывод АЭС из эксплуатации и очистку загрязненной воды - 8 триллионов иен (67 миллиардов долларов США); компенсация ущерба - 8 триллионов иен (66 миллиардов долларов США); очистительные работы - 6 триллионов иен (50 миллиардов долларов США), включая стоимость временных хранилищ. Согласно исследованию [14], необходимо также учесть затраты на импорт органического топлива для замены энергии бездействующих реакторов, которые в 2013 г составили 3,6 трлн иен (31,3 млрд долларов США на тот момент). Тогда, можно предположить, что для 10 лет после аварии на Фукусиме общая сумма составит приблизительно 313 миллиардов долларов США. Если добавить оценку прямых затрат в размере 183 миллиардов долларов США к приблизительной оценке импорта топлива, получим общие затраты на 2024 г свыше 500 миллиардов долларов США.

Согласно РИА Новости, курс рубля по паритету покупательной способности на 2024 г составляет 26,7 руб. за один доллар. В связи с этим средневзвешенный ущерб от крупных аварий на АС принят в размере 10 трлн. руб.

На основе результатов предварительной оценки интенсивности отказа систем электроснабжения энергоблока АС с последующим ПАЗ и анализа данных по ущербу в

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

результате крупных аварий на АС может быть найден эффект снижения риска возникновения крупной аварии на АС при установке дополнительной паровой турбины. Получены следующие результаты в зависимости от интенсивности отказа дополнительной турбины по внутренним причинам:

- энергоблок АС с трехканальной системой аварийного электроснабжения с дизель-генераторами: при установке дополнительной ПТУ на энергоблок снижение риска возникновения ущерба составляет 718,2-730,6 млн. руб./год;

- энергоблок АС с двухканальной системой аварийного электроснабжения с дизель-генераторами и внешними теплообменниками системы пассивного отвода тепловыделения (СПОТ) активной зоны реактора: при установке дополнительной ПТУ на энергоблок снижение риска возникновения ущерба составляет 1,7-1,8 млн. руб./год.

Таким образом, при средневзвешенной стоимости дополнительной паровой турбины в районе 1-3 млрд. руб. (в зависимости от мощности и необходимого сопутствующего оборудования), снижение риска как свойство повышения безопасности АС способно окупить затраты в установку дополнительной турбины и сопутствующего оборудования на блоках типа ВВЭР-1000 и не окупает затраты для новых блоков типа ВВЭР-1200 с системами пассивного теплоотвода. При этом, согласно разработанной концепции, дополнительная турбина находится в работе и выходит в ремонт вместе с энергоблоком. Для работы турбины в штатном режиме может быть использован как пар из парогенераторов при работе энергоблока, так и сторонние источники пара, например газовый паровой котел. Благодаря возможности выработки дополнительной электроэнергии в энергосистему и свойству быстрого выхода на мощность (отсутствию простоя) при восстановлении связи АС с энергосистемой дополнительная турбина при определенных системных условиях может иметь достаточно высокую окупаемость средств.

Однако, необходимо отметить тот факт, что одним из главных принципов обеспечения надежной и безопасной работы АС согласно МАГАТЭ, является принцип разнообразия. Дополнительная паровая турбина, способная посредством использования мощности реактора обеспечить электроснабжение собственных нужд АС при отключении от энергосистемы, относится к системам, важным для безопасности, и обеспечивает разнообразие подходов в ситуациях отключения АС от энергосистемы. Кроме того, необходимо учитывать тот факт, что эта система способна обеспечивать электроснабжение нужд всей станции и близлежащих важных, в том числе стратегических и военных объектов, посредством одного энергоблока (остальные блоки могут расхолаживаться или работать со сбросом пара в конденсатор) длительное время без подключения внешних энергоисточников и подвоза дополнительного топлива или воды (для пассивных систем безопасности). Таким образом, система обеспечивает защиту АС от соответствующих исходных событий, например длительной военной блокады или серьезного природного катаклизма, разрушившего ближайшую от АЭС инфраструктуру. Ситуация на Запорожской АЭС демонстрирует весомую актуальность реализации возможности автономной работы для атомных станций. Кроме того, когда Запорожская АЭС будет подключена к энергосистеме, останется высока вероятность диверсионных действий на линиях электропередачи. В результате каждого отключения атомные станции вынуждены длительное время простаивать до получения разрешения Ростехнадзора на запуск (до устранения неисправности, вызвавшей останов, и устранения причин, вызвавших неисправность). Работа на автономном режиме обеспечивает возможность быстрого выхода станций на полную мощность, что способствует повышению энергетической безопасности отдельных регионов страны и России в целом.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ЛИТЕРАТУРА

1. Юрин В.Е., Байрамов А.Н., Кузнецов Д.Ю. Система общестанционного многоканального резервирования собственных нужд атомной электростанции. Атомная энергия. Том 135, № 5-6 (2023). С. 257-260.
2. Юрин В.Е., Кузнецов Д.Ю. Автономный режим работы крупных энергоблоков АЭС: необходимость нового свойства, способ реализации. Энергобезопасность и энергосбережение, №5, 2024. С. 5-9.
3. Аминов Р.З., Юрин В.Е., Кузнецов Д.Ю. Исследование процессов расхолаживания водо-водяных реакторов на основе использования энергии остаточного тепловыделения для выработки электроэнергии в аварийных ситуациях с обесточиванием. Атомная энергия, 2020, т. 128, вып. 4. С. 197-203.
4. Юрин В.Е., Кузнецов Д.Ю., Николаев Ю.Е., Москаленко А.Б., Аношин Д.М., Портянкин А.В. Исследование эффективности штатной работы дополнительной паровой турбины, обеспечивающей резерв собственных нужд АЭС с ВВЭР. Энергетик №7. Стр. 16-20. DOI: 10.71527/EP.EN.2025.07.003.
5. Юрин, В.Е. Разработка научных основ обеспечения безопасности атомных электрических станций на основе комбинирования с многофункциональными энергогенерирующими установками: дис. докт. технических наук: 05.14.01: защищена 23.10.2020: утв. 01.03.2021. – Саратов., 2020. – 320 с.
6. Беркович, В.М., Малышев, А.Б., Швыряев, Ю.В. Создание энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения // Теплоэнергетика. – 2003. – № 11. – С. 2–9.
7. Надежность теплоэнергетического оборудования ТЭС и АЭС / Г.П. Гладышев, Р.З. Аминов, В.З. Гуревич и др.; Под ред. А.И. Андриященко. – М.: Высшая школа, 1991. – С. 144-151.
8. Самойлов, О.Б., Усынин, Г.Б. Безопасность ядерных энергетических установок: Учебное пособие для вузов – М.: Энергоатомиздат, 1989. – С. 172-174.
9. Балаковская АЭС. Рабочие чертежи. Материалы изысканий. Дополнительные гидрометеорологические данные: отчет о НИР / Теплоэлектропроект Уральское отделение. – Свердловск, 1980 г.
10. Малевинский, Г.В. Вероятностный анализ безопасности АЭС «Библис» (ФРГ) // Энергохозяйство за рубежом. – 1990. – №4. – С. 20-24.
11. Поваров В.П. Головной блок нового поколения ВВЭР-1200. Особенности ввода в эксплуатацию. Десятая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетической» 25-27 мая 2016 г.
12. Samet, J., Seo, J. The Financial Costs of the Chernobyl Nuclear Power Plant Disaster: A Review of the Literature [Электронный ресурс] / J. Samet, J. Seo – 2016. – Режим доступа: www.greencross.ch/uploads/media/2016_chernobyl_costs_report.pdf.
13. Committee for Reforming TEPCO and Overcoming 1F Challenges (TEPCO Committee). TEPCO's Reform Plan [Электронный ресурс]. – 2016. – Режим доступа: http://www.meti.go.jp/committee/kenkyukai/energy_environment/touden_1f/pdf/007_01_00.pdf.
14. Green, J. The economic impacts of the Fukushima disaster [Электронный ресурс] / J. Green // World Information Service on Energy: Nuclear Monitor. – 2016. – 836. –

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

№ 4609. – Режим доступа: <https://wiseinternational.org/nuclear-monitor/836/economic-impacts-fukushima-disaster>.

РАЗВИТИЕ МОДЕЛИ РАСЧЕТНОГО ОБОСНОВАНИЯ РАЗМЕЩЕНИЯ ПОСТОВ АСКРО ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ В СЛУЧАЕ АВАРИЙ НА ТРАНСПОРТЕ НА ПРИМЕРЕ СЕВЕРНОГО МОРСКОГО ПУТИ

П. А. Коняев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: konyaev@ibrae.ac.ru

Одной из важнейших задач атомной отрасли является обеспечение радиационной безопасности персонала, объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и населения. Она решается за счет комплекса технических и организационных мер, одной из которых является размещение в окрестностях ОИАЭ и на ближайших территориях автоматизированных систем контроля радиационной обстановки (АСКРО) [1]. Такая информационно-измерительная система является одним из элементов глубокоэшелонированной защиты, позволяющей получать оперативную достоверную информацию для принятия управленческих решений по радиационной защите населения. Для передвижных ЯЭУ с большой мощностью, где так же необходима реализация глубокоэшелонированной защиты (ГЭЗ) 5-го уровня, также предполагается размещение АСКРО. В отличие от стационарных АЭС, в задачах на транспорте, кроме учета неоднородной поверхности, необходимо учесть траекторию движения потенциального источника выброса. С учетом этого, в настоящей работе предложено развитие модели для задач обоснования числа и мест размещения постов АСКРО в контексте обеспечения радиационной безопасности населения. Реализация модели основана на вероятностном подходе, учитывающем неопределенность пространственно-временных параметров выброса в атмосферу, а критерием оптимальности размещения, аналогично методике АСКРО для АЭС [2], выбрана 95-процентная вероятность фиксации возможного аварийного выброса в любом населенном пункте по пути следования подвижного источника выброса. В работе представлены результаты апробации модели на примере гипотетической траектории в акватории Северного морского пути.

Для применения модели обоснования размещения постов АСКРО использовалась модернизированная версия кода РОМ [3]. Код моделирует атмосферный перенос в задачах обоснования радиационной безопасности при атмосферных выбросах радиоактивных веществ (РВ). В коде РОМ реализована лагранжева стохастическая модель распространения радионуклидов в атмосфере, рассчитывающая приземные концентрации радионуклидов с их выпадением на подстилающую поверхность. В коде реализована уточненная дозиметрическая модель, позволяющая рассчитывать мощности дозы от проходящего облака с учетом реальных геометрических характеристик облака. Код был переведен на новую технологическую платформу, что обеспечило увеличение скорости расчетов больших областей с поддержкой четырехмерных метеорологических полей для работы с численными моделями прогноза погоды (WRF, GFS, ECMWF, ПЛАВ). Это позволяет учитывать неоднородность течений в береговой линии и сложную топографию.

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

На сегодняшний день наиболее полное обоснование числа и мест расположения постов АСКРО проработано для АСКРО вокруг АЭС. В разработанной при участии ИБРАЭ РАН методике [2] задача размещения постов АСКРО для АЭС решается с использованием моделирования. Модель основана на построении пространственных огибающих по возможным траекториям распространения облака [4], но оценивается не доза, а вероятность превышения пороговых значений дозы и мощности дозы с использованием нестационарной модели атмосферного переноса РОМ:

$$P_b(r) = 1 - \lim_{n \rightarrow \infty} P(\bar{A}_1 \cdot \bar{A}_2 \cdot \dots \cdot \bar{A}_n) \quad (1)$$

где $P_b(r)$ – вероятность зафиксировать аварийный выброс в радиусе расширенного планирования от каждой точки траектории ледокола, $P(A_i)$ – вероятность зафиксировать одним из системы датчиков аварийный выброс, строящаяся на базе расчетов кодом РОМ по всем погодным вариантам.

В основе получившей развитие модели расчетного обоснования размещения постов, как и в [2], находится анализ неопределенности атмосферного переноса с учетом динамики мощности дозы. Основные изменения модели для транспорта представлены в таблице 1. Ключевым отличием модели для подвижных ЯЭУ является учет изменения положения источника по его траектории движения путем разбиения траектории на участки с населенными пунктами. Так, с учетом назначения системы АСКРО в модели сделан акцент на наличие населенных пунктов, это принципиально отличает её от модели для АЭС, где главной задачей является факт ранней регистрации минимального аварийного выброса при запроектной аварии. Также важным отличием является смещение акцента размещения постов АСКРО с детектирования самого факта выброса на совместное превышение порогов мощности дозы и дозы в населенных пунктах, расположенных по пути следования источника. Данное решение направлено на повышение эффективности системы АСКРО, размещаемой на участках траектории, проходящей через ненаселённые территории. Эффективность системы АСКРО оценивается сразу для всех населенных пунктов в их административных границах, а не индивидуально для каждого. Это актуально при оптимизации постов АСКРО для населенных пунктов малого размера, где регистрация выброса может быть одновременной в других точках возможного размещения постов, что связано с ростом размера облака по мере его распространения. Для возможного превышения порога в населенном пункте могут использоваться датчики из соседнего населённого пункта, расположенного по траектории оси распространения выброса.

Таблица 1 – Различия модели расчетного обоснования размещения постов АСКРО для АЭС и модели для транспорта

	Модель расчетного обоснования размещения постов АСКРО для АЭС	Развитие модели расчетного обоснования размещения постов АСКРО для передвижных ЯЭУ
1	Размещение постов АСКРО только в определяемой эффективной зоне вокруг АЭС	Размещение постов АСКРО с учетом изменения положения судна
2	Размещение постов АСКРО на основе возможных траекторий распространения облака с расчетом превышения пороговых	Размещение постов на основе возможных траекторий распространения облака с расчетом

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

	Модель расчетного обоснования размещения постов АСКРО для АЭС	Развитие модели расчетного обоснования размещения постов АСКРО для передвижных ЯЭУ
	значений мощности дозы	превышения пороговых значений не только мощности дозы, но и дозы
3	Расчет количества и места расположения постов АСКРО для фиксации выброса от АЭС в окрестностях АЭС	Расчет количества и места расположения постов АСКРО для фиксации превышения в населенных пунктах
4	Модель атмосферной дисперсии для использования модели должна позволять рассчитывать концентрации РВ и мощность дозы с учетом специфики расположения АЭС	Для использования модели на транспорте в регионе Северного морского пути необходимо учитывать эффективную высоту подъема облака и изменение скорости сухого и влажного осаждения РВ

В методике [2] предложено формирование вероятности фиксации мощности дозы от аварийного выброса в каждой точке расчетной области от размещенного там датчика:

$$P(A_{lon_i, lat_i}) = \sum_{T=0}^{T_{max}} \theta(\dot{H}(lon_i, lat_i, t, T) - \dot{H}_{уст}) \frac{\Delta T}{T_{max}}, \quad \forall t \in [0, t_{max}] \quad (2)$$

где событие A_c – это факт фиксации превышения мощности дозы и дозы i -ым датчиком, расположенным в точке населенного пункта с координатой $c_{np} = lon_i, lat_i$, i – принимает значения от 1 до n , n – число узлов в населенных пунктах расчетной сетки в моделируемой области, t – время от начала выброса с шагом 10 минут до времени доставки последней части фиксированного выброса от источника выброса t_{max} до границы рассматриваемой области, T – момент времени реализации источника, \dot{H} – значение мощности дозы, $\dot{H}_{уст}$ – значение уставки мощности дозы, $t_{10 \text{ суток}}$ – время от начала выброса до десяти суток времени доставки последней части фиксированного выброса от максимального источника выброса, $\theta(x)$ – функция Хевисайда, определяемая как $\theta(x) = \begin{cases} 0, & x < 0 \\ 1, & x \geq 0 \end{cases}$.

Вероятность возможной регистрации выброса для каждого поста АСКРО в рассматриваемых населенных пунктах рассчитывается путем статистической обработки многовариантных расчетов, но кроме оценки климатических и географических условий необходимо учесть неопределенность местоположения условно-постоянных возможных источников выброса по всей траектории движения судна. Потенциально возможным местом размещения поста АСКРО считается точка, где обеспечивается совместная фиксация превышения порогов мощности дозы и дозы. Тогда задача может быть записана в следующем виде:

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

$$P(A_c) = \sum_{X=0}^{X_{max}} \sum_{T=0}^{T_{max}} \frac{\theta(\dot{H}(c_{нп}, t, T) - \dot{H}_{уст}) * \theta(E(c_{нп}, t_{10 \text{ суток}}, T) - E_{п})}{N_m * N_x} \quad (3)$$

где событие N_m – количество возможных реализаций метеорологических условий за период как минимум год, N_x – количество возможных положений источника по траектории, E – значение дозы в точке, $E_{п}$ – значение порогового уровня дозы.

Данный анализ позволяет построить карты распределения одновременного факта превышения порогов дозы и мощности дозы для каждого многовариантного расчета. Значения порога мощности дозы и дозы в данной модели выставлено на уровне 0,1 мкЗв/ч [2,6] от минимального аварийного выброса и 10 мкЗв [7] от максимального аварийного выброса соответственно. На основе полученного массива определяется точка максимальной вероятности совместного превышения порогов от проходящего облака, после чего решается задача оптимизации функции. Она заключается в установке датчика в точку максимальной вероятности, с последующим удалением этой точки из выборки вместе со всеми другими точками, которые показали превышение уставок в то же время, что и выбранная точка. Таким образом, исключаются точки, дающие синонимичные результаты. Система считается эффективной при достижении 95-ти процентной вероятности фиксации возможных выбросов, при которых превышаются пороги по дозе и мощности дозы.

В качестве примера исходных данных для практического применения методики была выбрана гипотетическая траектория плавучего судна с ЯЭУ с высотой венттрубы судна 30 метров. Общая длина маршрута составляет более 14 тысяч километров. Траектория, используемая в качестве начальных данных, изображена на рисунке 1.

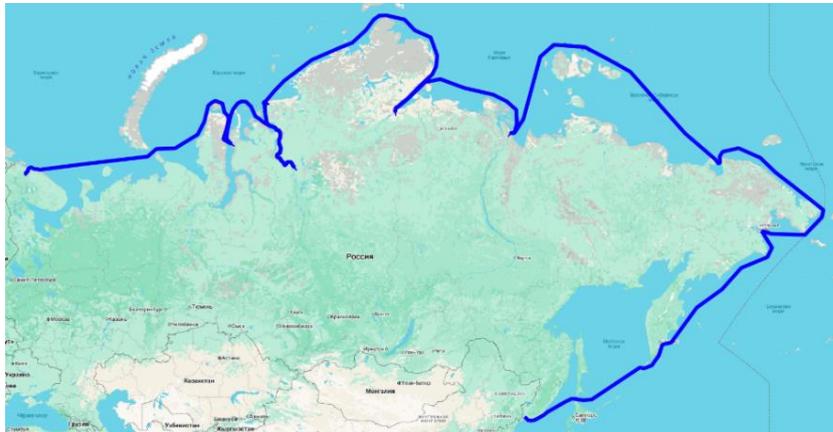


Рис. 1 – Гипотетическая траектория судна с ЯЭУ на СМП

Расчеты атмосферного переноса проходили на метеорологических полях, подготовленных региональной негидростатической моделью WRF с пространственным разрешением 18 км. Дискретизация метеорологических данных по времени составляла один час. Для учета неоднородности течений в береговой зоне были подготовлены цифровые карты местности и возможные точки для размещения постов АСКРО в населенных пунктах по пути следования судна с ЯЭУ. На рисунке 5 а) приведена карта категории земель из которой видно, что в районе доминирует вода, редкий кустарник и леса. Наличие воды (раздел «суша-вода») является ключевым климатообразующим фактором, определяющим сезонную динамику и пространственное распределение

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

метеорологических характеристик в регионе. Из карты топографии, приведенной на рисунке 5 б), мы можем видеть участок со сложной топографией с перепадом высот до 1000 метров, где образуется множество неоднородностей, влияющих на распространение атмосферного течения в регионе. Пример рассматриваемых административных границ населённых пунктов приведен на рисунке 2 в), точками отмечены возможные места расположения постов системы АСКРО.

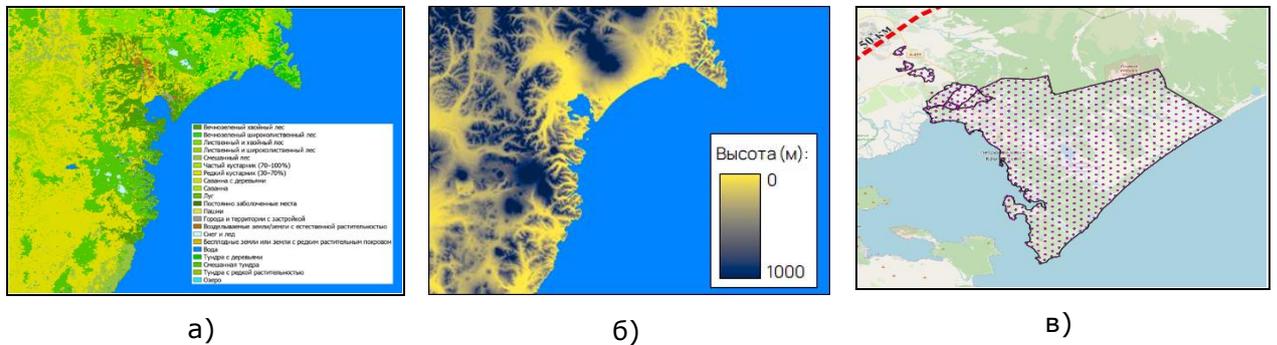


Рис. 2– Карта категорий земель (а), рельефа местности (б) и административные границы по данным OSM (в)

В моделировании для района Северного морского пути использовалась модернизированная версия кода РОМ, что позволило учесть как сложные орографические условия, так и сезонную динамику атмосферы. Для обеспечения репрезентативности результатов расчетов моделью была рассчитана область с радиусом 50 км от центра источника, с километровой расчетной ячейкой, что является достаточным для воспроизведения мезомасштабных процессов, определяющих рассеивание примесей в данном регионе. Учет неопределенности траектории предполагал моделирование нескольких тысяч точек возможного расположения судна. В каждой точке проводились расчеты для учета неопределенности метеорологических условий с шагом по времени 6 часов для учета особенностей ночного и дневного периода.

На примере участка гипотетической траектории в районе Камчатки проанализируем более детально работу модели. На рисунке 6 (а) представлено распределение доз по уровню доверия 95%. На картограмме можно видеть влияние сложных метеорологических условий, вследствие чего РВ преимущественно распространяются по низинам, огибая скалы. Так в области с населенными пунктами, находящимися в низине, прогнозируются более высокие дозы. На рисунке 3 (б) желтым цветом представлена система датчиков с возможностью фиксации аварийного выброса 95%. Зеленым - отмечены дополнительные датчики для альтернативной конфигурации расположения постов АСКРО, которые не учитывают возможное перекрытием областей регистрации совместных порогов мощности дозы и дозы. Результаты модели на рисунке объясняются высокой эффективностью постов АСКРО в прибрежной зоне, которые могут зарегистрировать аварийный выброс раньше, чем датчики в других населенных пунктах из альтернативной системы, где предполагается наличие постов в каждом населенном пункте.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

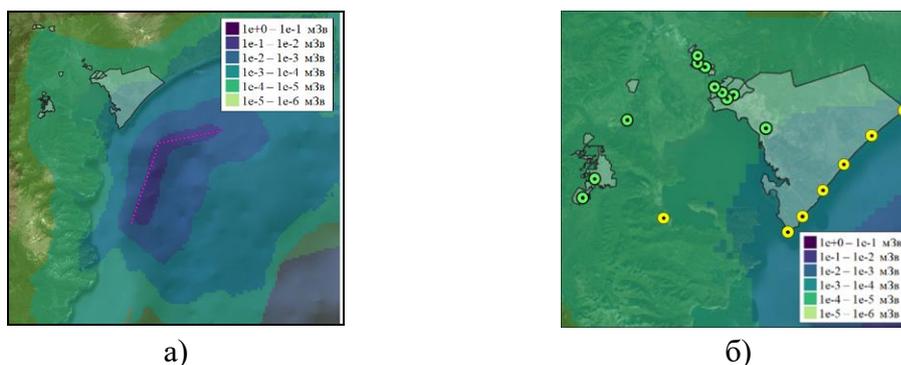


Рис. 3– Картограмма распределения дозы (а) и расчетного распределения постов АСКРО (б) для одного из участков рассматриваемой траектории движения плавучего энергоблока на СМП

Результат предложенной модели по всей гипотетической траектории движения судна по Северному морскому пути представлен на рисунке 4. Для достижения 95% регистрации системой АСКРО возможного выброса во всех населенных пунктах региона необходимо 117 постов. Данное количество постов достаточно для 221 населенного пункта. Это объясняется перекрытием областей и геометрических особенностей административных границ, когда фиксация выброса в отдаленных от берега населенных пунктах обеспечивается фиксацией проходящего облака в населенных пунктах по траектории его следования. Такой результат обусловлен использованием реалистичного моделирования атмосферного переноса, за счет учета особенностей атмосферных течений в регионе.



Рис. 4– Результаты модели расчётного обоснования размещения АСКРО для гипотетической траектории судна в районе СМП

Таким образом, разработана модель расчетного обоснования размещения постов АСКРО для обеспечения радиационной безопасности населения в случае аварий на транспорте (судах). Показаны особенности и её ключевые отличия от модели для АЭС. Определены основные методы оптимизации размещения постов АСКРО в модели с сохранением высокой эффективности всей системы в условиях специфики задачи локализации населенных пунктов. На примере Северного морского пути с гипотетической траекторией движения судна с ЯЭУ проведен общий анализ применения модели расчетного обоснования размещения постов АСКРО. Модель позволяет учесть неопределённость нахождения источника выброса, а её применение к гипотетической

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

траектории движения источника показало необходимость наличия 117 постов АСКРО. Полученные результаты обоснования размещения постов АСКРО для случаев аварий на транспорте, на примере Северного морского пути, существенно ниже, чем для АЭС с областью расположения постов в радиусе 30 км от АЭС. В среднем для АЭС, в настоящее время, функционирует от 10 до 30 постов АСКРО, тогда как для рассматриваемой задачи, например, в районе Камчатки (см. выделенную область на рисунке 7) достаточно 7 постов на участок траектории протяженностью около 200 км. Это связано с учетом прибрежных атмосферных течений, географических особенностей региона и административных границ населенных пунктов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Положение об отраслевой автоматизированной системе контроля радиационной обстановки Госкорпорации «Росатом» (утверждено приказом Госкорпорации «Росатом» от 08.12.2022 г. № 1/1642-П).
2. Размещение постов автоматизированной системы контроля радиационной обстановки вокруг атомных станций, АО «Концерн Росэнергоатом». Методика МТ 1.1.4.02.999.1720-2020.
3. Отчет о верификации и обосновании программного средства «Программа для расчета радиационной обстановки в мезомасштабе. Версия 1.1 (РОМ)». – М.: ИБРАЭ РАН, 2017. – 231 с.
4. МПА-98 «Методические указания по расчету радиационной обстановки в окружающей среде и ожидаемого облучения населения при кратковременных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу».
5. ИНЕС, Руководство для пользователей международной шкалы ядерных и радиологических событий, издание 2008 года. Международное агентство по атомной энергии, Вена, 2010 год.
6. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к планированию мероприятий по действиям и защите персонала при ядерных и радиационных авариях на судах и других плавсредствах с ядерными реакторами (НП-079-18): утв. приказом Ростехнадзора от 27.06.2018 № 278.
7. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523 – 09.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ НАЦИОНАЛЬНОЙ СИСТЕМЫ ОПЕРАТИВНОГО РАДИАЦИОННО-МЕДИЦИНСКОГО РЕАГИРОВАНИЯ В СИБИРСКОМ ФЕДЕРАЛЬНОМ ОКРУГЕ

Р. М. Тахауов^{1,2}, Л. В. Смаглий^{1,2}, А. Р. Тахауов¹, И. В. Мильто^{1,2}

¹ФГБУН СБН Центр ФМБА России, Северск, Россия

²ФГБОУ ВО СибГМУ Минздрава России, Томск, Россия

эл. почта: mail@sbrc.seversk.ru

Отлаженность и действенность регламентной системы ядерной и радиационной безопасности является основой безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и минимизации последствий, в т. ч. социально-политических и иных потерь [1, 2].

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Как показала история, создание и внедрение ядерных технологий требует пристального внимания с точки зрения производственной безопасности и обеспечения социально-политической стабильности на основе отлаженной системы постоянной аварийной готовности и оперативного медико-дозиметрического реагирования [3, 4].

Проведён анализ современного состояния и развития системы оперативного радиационно-медицинского реагирования в Сибирском федеральном округе (СФО). В настоящее время на территории ЗАТО Северск идёт реализация проектного направления "Прорыв" Росатома, завершение которого запланировано в 2027 г., кроме того, в пределах оптимальной логистической доступности от ЗАТО Северск есть и другие ОИАЭ, расположенные в СФО. При этом на территории СФО нет ни одного стационарного аварийного медико-санитарного формирования радиационного профиля [5].

В рамках Федеральной целевой программы "Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 гг. и на период до 2035 г." (ФЦП ЯРБ-2) запланирована реализация мероприятия 11.8 для организации регионального аварийного медико-радиационно-дозиметрического центра (РАМДЦ) "Сибирский" на базе ФГБУН СБН Центр ФМБА России (г. Северск) с целью обеспечения деятельности ОИАЭ, расположенных в СФО.

Подобное размещение РАМДЦ позволяет при остром техногенном облучении в кратчайшие сроки приступить к оказанию экстренной и неотложной высококвалифицированной специализированной медпомощи (пример – Запорожская АЭС) [6].

Создание РАМДЦ "Сибирский" на базе СБН Центра обусловлено тем, что СБН Центр:

- единственная специализированная научно-медицинская организация в восточной части России, более 25 лет системно работающая по проблемам радиобиологии, радиационной медицины, радиационной безопасности и радиационной защиты;

- является взаимодействующим институтом Всемирной организации здравоохранения по аварийному реагированию и сотрудничает со структурами Агентства ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития, Научного комитета по действию атомной радиации Организации Объединённых Наций, Международного агентства по атомной энергии и др.;

- активно сотрудничает с Российской академией наук;

- не является базовой территориальной медицинской организацией;

- располагает комплексом зданий, территорией и компетенциями, что является важным для организации РАМДЦ "Сибирский" в кратчайшие сроки.

В числе целей деятельности СБН Центра, определённых распоряжением Правительства РФ, является проведение научно-исследовательских работ в области:

- медицины (в т.ч. радиационной медицины), эпидемиологии, дозиметрии, экологии, радиобиологии, биологии, генетики, патологической физиологии, медицинских и гигиенических проблем ядерной и радиационной безопасности и защиты персонала ОИАЭ и населения зон наблюдения в условиях нормальной эксплуатации, конверсии и внештатных ситуаций на ОИАЭ;

- совершенствования регламентной системы аварийной готовности и оперативного медико-дозиметрического реагирования при возникновении внештатных радиогенных ситуаций на ОИАЭ, курируемых ФМБА России;

- оказания специализированной и других видов медицинской помощи персоналу ОИАЭ и населению СФО.

РАМДЦ "Сибирский" должен обеспечить постоянную аварийную готовность и оперативное медико-дозиметрическое реагирование при внештатных радиогенных ситуациях в регионах Сибири с исполнением следующих функций:

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

1. Оказание специализированной медицинской помощи персоналу ОИАЭ при внештатных ситуациях в СФО.

2. Организационно-методическая и экспертно-аналитическая поддержка медицинских организаций.

3. Комплексное сопровождение деятельности ОДЭК "БРЕСТ-ОД-300" и иных ОИАЭ.

4. Ведение регионального сегмента отраслевого медико-дозиметрического регистра и коллекций образцов биоматериала персонала ОИАЭ.

5. Медико-биологическое сопровождение персонала ОИАЭ, расположенных в СФО.

6. Информационно-просветительская деятельность.

7. Симуляционно-тренинговое обеспечение.

Следует отметить, что сроки и объём финансирования в рамках мероприятия 11.8 ФЦП ЯРБ-2 не соответствует основным этапам реализации проектного направления "Прорыв", в этой связи необходима консолидация усилий региональной власти, Росатома и ФМБА России.

В структуре РАМДЦ обязательно наличие:

- специализированного приёмного отделения;
- деконтаминационной операционной/манипуляционной;
- "радиационных/горячих" палат;
- спец. канализации;
- службы дозиметрического контроля.

Ярким примером создания и функционирования РАМДЦ является действующий центр аварийного медицинского реагирования в структуре клиники ядерной медицины медицинского факультета университета г. Вюрцбурга.

Для оптимизации затрат по содержанию РАМДЦ "Сибирский", поддержания его в постоянной готовности и повышения качества оказания медицинской помощи СБН Центр выступил с предложением об организации Центра медицинской радиологии (ЦМР), как центра двойного назначения, а именно:

1. Оказание при внештатных радиогенных ситуациях в СФО экстренной и неотложной специализированной медпомощи персоналу ОИАЭ (режим РАМДЦ).

2. В условиях повседневной деятельности (в отсутствие внештатных техногенных ситуаций) – оказание высокотехнологичной радиологической медпомощи (режим отделения радионуклидной терапии), а также разработка и внедрение методов тераностики для своевременного реагирования при онкологических, кардиологических, неврологических и других основных болезнях человека.

Целями ЦМР являются:

- сокращение трудовых и социально-экономических потерь;
- улучшение качества и уровня жизни работников атомной отрасли;
- продление трудового долголетия персонала предприятий Росатома.

Перечень задач ЦМР:

- модернизация регламентной системы здоровьесбережения персонала ОИАЭ;
- разработка тест-системы для установления повышенного уровня индивидуальной радиочувствительности у персонала ОИАЭ;
- совершенствование мероприятий аварийной готовности и оперативного медико-дозиметрического реагирования при возникновении внештатных радиогенных ситуаций;
- внедрение средств профилактики и коррекции нарушений, вызываемых пролонгированным и острым радиационным воздействием;
- предотвращение развития радиогенных заболеваний в условиях долговременного техногенного радиационного воздействия;

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

– обеспечение приемлемого уровня риска развития радиогенной патологии у человека и экологических эффектов на среду его обитания.

В рамках реализации проекта по созданию ЦМР выполнен комплекс подготовительных мероприятий:

- определено финансирование;
- комиссией ФМБА России проведена экспертная оценка проекта с выдачей положительного заключения;
- изучен опыт ведущих ЦМР в России и за рубежом;
- оформлены территория и комплекс зданий;
- проведена экспертиза инженерных коммуникаций;
- подготовлена организационно-штатная структура;
- разработаны эскизное и компоновочное решения;
- выполняются работы в рамках ряда прикладных научно-исследовательских работ по направлению совершенствования системы аварийной готовности и оперативного медико-дозиметрического реагирования при внештатных радиогенных ситуациях и радиационных авариях.

Целевыми показателями ЦМР являются:

- создание высокотехнологичного ЦМР мирового уровня;
- доступность и полное обеспечение населения (в первую очередь, детей) СФО и Дальневосточного федерального округа современной высокотехнологичной радиологической лечебно-диагностической помощью;
- 100 %-ная обеспеченность потребности медицинских организаций радиологического профиля восточной части России в радиофармпрепаратах и иных источниках ионизирующего излучения;
- кратное снижение расходов на применение дорогостоящих методов лечения и реабилитации;
- повышение экономической отдачи и эффективности средств, инвестируемых в отечественную медицину.

В случае успешной реализации проекта ЦМР станет уникальным научно-образовательным и организационно-методическим комплексом "Человечество и радиация" с высоким инновационным и практическим потенциалом с целью улучшения уровня и качества активной жизни, в т. ч. пролонгации трудового долголетия.

ЛИТЕРАТУРА

1. Организация санитарно-гигиенических и лечебно-профилактических мероприятий при радиационных авариях: Руководство / Под ред. Л.А. Ильина. М.: ФГУ "ВЦМК "Защита" Росздрави", 2005. – 524 с.
2. Техногенное облучение и безопасность человека / Под ред. Л.А. Ильина. М.: ИздАТ, 2006. – 304 с.
3. Практическое руководство по использованию медицинских средств противорадиационной защиты при чрезвычайных ситуациях и обеспечению ими аварийных медико-санитарных формирований и региональных аварийных центров / ФГУП НПЦ "Фармзащита" ФМБА России; [разраб.: Гребенюк А.Н. и др.]. – М.: Комментарий, 2015. – 296 с.
4. Состояние и перспективы развития средств профилактики и лечения радиационных поражений / Под. ред. проф. В.Д. Гладких. – М.: Комментарий, 2017. – 304 с.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

5. Саленко Ю.А., Фролов Г.Л., Грачев М.И. и др. Научно-методические подходы к оценке противоаварийной готовности медицинских организаций ФМБА России в случае возникновения радиационной аварии // Медицина катастроф. – 2022. – № 1. – С. 31-39.
6. Горский Г.А., Романович И.К. Радиационно-гигиенические аспекты аварийного реагирования на крупные радиационные аварии//Радиационная гигиена. – 2024. – Т. 17. – № 4. – С. 43-54.

БИОДОЗИМЕТРИЯ ВНУТРЕННЕГО НЕРАВНОМЕРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ ^{90}Sr . МОДЕЛЬНЫЕ ПОДХОДЫ И ПРОБЛЕМЫ ВАЛИДАЦИИ

Е. А. Шишкина, Е. И. Толстых, Ю. Р. Ахмадуллина, А. В. Аклеев
ФГБУН ЮУрФКЦ Медицинской биофизики ФМБА, Челябинск, Россия
эл. почта: evgenia@urcrm.ru

Одним из методов биодозиметрии, который применяется при отсутствии у пострадавших индивидуальных дозиметров, является учет стабильных хромосомных aberrаций (транслокаций) в Т-лимфоцитах периферической крови, частота которых коррелирует с накопленной дозой облучения. Для случая неравномерного облучения человека в литературе описаны алгоритмы расчета дозы на ККМ с использованием данных по нестабильным хромосомным aberrациям (дицентрики, кольца), частоту которых необходимо оценивать в короткий период после радиационного воздействия. Цель нашей работы: представить модельный подход, который позволяет оценивать дозу на ККМ по стабильным хромосомным aberrациям (транслокациям) в отдаленные сроки после начала внутреннего неравномерного облучения ^{90}Sr .

Подход базируется на половозрастных биокинетических и дозиметрических моделях для стронция и моделей динамики и кинетики Т-клеток. При использовании разработанного подхода сначала частота транслокаций переводится в дозу на Т-лимфоциты с помощью коэффициента α (не зависит от возраста испытуемого), затем эта доза переводится в дозу на ККМ с помощью коэффициента B_{rbm} (зависит от возраста). Зависимость частоты транслокаций от дозы на Т-лимфоциты предполагается линейной в связи с низкой мощностью дозы облучения ^{90}Sr . Величина α была взята как медиана опубликованных значений линейного коэффициента зависимостей доза-эффект, полученных *in vitro*. Оценка коэффициентов перехода от дозы на Т-лимфоциты к дозе на ККМ (B_{rbm}) вызывает наибольшие трудности из-за необходимости учитывать возрастную динамику накопления ^{90}Sr и возрастную динамику Т-клеток. Коэффициенты были рассчитаны нами для различных режимов поступления/накопления ^{90}Sr . В частности, было показано, что только для новорожденных и детей первых лет жизни правомерно допущение, что доза на Т-лимфоциты, оцененная по цитогенетическим данным, соответствует дозе на ККМ. Численные значения коэффициентов, однако, нельзя считать окончательными, они требуют дальнейших уточнений.

Для верификации подхода мы использовали цитогенетические исследования лиц, проживавших на загрязнённых территориях Южного Урала и имеющих надежные оценки доз на ККМ на основе методов физической дозиметрии. Сопоставление доз на ККМ, полученных на основе физической дозиметрии и на основе цитогенетических данных

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

было выполнено для 205 доноров, проживавших на реке Теча в 1950-е годы (Челябинская область, Россия).

Сопоставление статистических распределений показало, что «цитогенетические» дозы имеют значительной больших разброс. Более того, в каждой дозовой группе, определенной по данным физической дозиметрии, были доноры, у которых частота хромосомных транслокаций не превышал уровень фона. Уровень надежного детектирования для оценки индивидуальных доз на ККМ по цитогенетическим данным в отдаленные сроки после воздействия ^{90}Sr соответствует 0,5 Гр. Это означает, что с вероятностью более 95% реальная доза облучения ККМ $\geq 0,5$ Гр. Если оцененная доза на ККМ ниже 0,5 Гр – заключения об индивидуальной дозе сделать нельзя, так как отсутствие радиационно-индуцированных транслокаций может быть следствием: (1) действительно низкой дозы облучения донора, (2) низкой «радиочувствительности индивидуального биодозиметра» (высокой индивидуальной эффективности репарационных систем Т-клеток и т.п.), что приводит к недооценке физической дозы. Среднегрупповой подход снижает предел до 0,2-0,25 Гр. Таким образом, частота хромосомных транслокаций отражает не только физическую дозу облучения, но и способность биологических систем к восстановлению и репарациям радиационно индуцированных повреждений.

Подводя итоги, отметим: разработана модель для оценки средневзвешенной дозы, накопленной Т-лимфоцитами на момент забора крови; рассчитаны коэффициенты для перехода от дозы на Т-лимфоциты к дозе на ККМ для ^{90}Sr ; проведена валидация оценок доз; уровень надежного детектирования для оценки индивидуальных доз на ККМ по цитогенетическим данным в отдаленные сроки после воздействия ^{90}Sr составляет около 0,5 Гр; практически значимым является групповой подход к использованию данных по частоте транслокаций для ретроспективной биодозиметрии.

РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНАЯ ОДЕЖДА ДЛЯ РАБОТЫ В ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ

М. Н. Лифанов², Е. А. Альбац¹, В. И. Логинов³

¹АО «ПТС», Москва, Россия

²ФГБУН ИЯИ РАН, Москва, Россия

³ФГБУ ВНИИПО МЧС, Москва, Россия

эл. почта: mikelifanov@bk.ru

От действий персонала, ликвидирующего последствия техногенных аварий, в большой степени зависит безопасность других групп работающих, населения и страны в целом. Проблема радиационной защищенности особенно актуальна для работников служб противопожарных и аварийно-спасательных работ, которые первыми принимают на себя удар при возникновении аварий и пожаров на объектах атомной энергетики. Непосредственно после радиационной аварии для ограничения её масштабов, спасения людей, когда уровни излучений весьма неравномерны и не определены, а дозы трудно прогнозируемы, защитная одежда может стать единственным фактором сохранения здоровья, а возможно и жизни спасателей.

В настоящее время российским предприятием АО «ПТС» серийно выпускается конструктивно-унифицированный ряд аварийной радиационно-защитной одежды типа «РЗК» [1], разработанное как средство индивидуальной защиты изолирующего типа (СИЗ

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ИТ) для оснащения пожарных частей, охраняющих АЭС (рис. 1). Данная спецодежда – наукоёмкое изделие, созданное в России специалистами нескольких областей знания: медицины, биологии, физики, химии полимеров, конструирования одежды, технологии швейного производства, ядерной электроники, информационных технологий, пожарной и техногенной безопасности [2]. В разработке приняли участие несколько организаций: Институт ядерных исследований РАН, Медицинская служба ВМФ, ЦКБ Медицинского центра УД Президента РФ, ВНИИ противопожарной обороны МЧС России, НИИ текстильных материалов, АО «ПТС», НИИ эластомерных материалов, Институт биологии развития РАН и другие. Разработка осуществлялась при ведущем научном сопровождении Института ядерных исследований под руководством Бориса Алексеевича Бенецкого (1933-2015), главного научного сотрудника ИЯИ.



Рис. 1 - Конструктивно-унифицированный ряд аварийной радиационно-защитной одежды изолирующего типа: а – базовая модель «РЗК», б – термостойкий "РЗК-Т", в – мобильный "РЗК-М", г – мобильный термостойкий "РЗК-МТ".

На рисунке 1 также представлены другие модификации спецодежды, дополняющие базовую модель.

Комплект «РЗК-Т» оснащен скафандром из теплоотражательного материала, который обеспечивает защиту от воздействий тепловых потоков большой интенсивности (до 14 кВт/м^2) и позволяет работать вблизи пламени.

«РЗК-М» отличается от базовой модели меньшим весом (18 против 25 кг), он оснащён дыхательным аппаратом с наружным расположением баллона, что даёт возможность быстро его сменить. Костюм предназначен для проведения аварийно-спасательных работ в помещениях малого объёма, в частности, на судах с ядерными силовыми установками. Прилегающий к фигуре костюм не стесняет свободу движений и позволяет преодолевать люки и лазы диаметром до 600 мм. Наличие лицевого уплотнителя позволяет использовать индивидуальную полнолицевую маску.

«РЗК-МТ» дополнительно оснащён накидкой, крагами и бахилами из теплоотражательного материала, что обеспечивает защиту от воздействия тепловых потоков до 14 кВт/м^2 .

На рисунке 2 представлена конструкция базовой модели «РЗК».

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности



Рис. 2 - Составные части комплекта «РЗК», слева направо: гигиеническое потопоглощающее белье, радиационно-защитные трусы и пелерина, полукombineзон радиационно-защитный, комбинезон теплоизоляционный, дыхательный аппарат, скафандр (в том числе – резиновые сапоги, стельки радиационно-защитные, перчатки).

Герметичный скафандр с внутренним расположением дыхательного аппарата исключает инкорпорацию радиоактивных газов и аэрозолей через дыхательные пути и пищеварительный тракт, предохраняет от радиоактивного загрязнения кожу и слизистую оболочку. Изготовленные из композиционного свинецсодержащего материала трусы, пелерина и полукombineзон ослабляют фотонное излучение; для достижения оптимального веса спецодежды радиационно-защитный материал распределен на теле с учётом различной радиорезистентности органов. Конструкция включает слои материала, обеспечивающие защиту от повышенных температур и тепловых потоков. У материалов скафандра и теплозащиты – двойная функция: помимо прямого назначения они обеспечивают защиту от воздействия бета излучения, устраняя тем самым лучевой ожог.

В аварийных условиях типа чернобыльского «РЗК» служит дополнительным средством защиты наряду с основным – фактором времени. При этом предотвращается сочетанное поражение, снижается доза проникающего облучения примерно в два раза, степень острой лучевой болезни понижается на единицу (кроме крайне тяжелых случаев болезни 5 степени) и тем самым увеличивается вероятность сохранения жизни. Основные технические характеристики «РЗК» приведены в таблице 1.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»
 Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Таблица 1 - Основные технические характеристики спецодежды «РЗК».

Время надевания (с помощью одного ассистента)	не более 5 мин
Время самостоятельного раскрытия герметичного скафандра до момента освобождения дыхательных путей	не более 20 сек
Защита от теплового потока поверхностной плотностью $(5 \pm 0,5) \text{ кВт} \cdot \text{м}^2 \cdot \text{с}$	не менее 240 сек
Устойчивость к воздействию открытого пламени	не менее 5 сек
Масса комплекта	не более 25 кг
Показатели защиты от ионизирующих излучений в наиболее защищенных областях	
Коэффициент ослабления бета-излучения с энергией до 2 МэВ (источник Sr^{90})	не менее 150
Коэффициент ослабления гамма-излучения с энергией 122 кэВ (источник Co^{57})	не менее 5,5

Создание СИЗ типа «РЗК», предназначенных для работы в условиях аварийного неконтролируемого облучения, имеет свою историю, которая началось в 1984 ещё до аварии на ЧАЭС (1986). Основой послужил опыт лечения острой формы лучевой болезни (ОЛБ), поразившей моряков атомной подводной лодки К-19 при ликвидации аварии ядерной энергетической установки в 1961 г. Экипаж К-19 своими силами выполнил ремонт и предотвратил взрыв ядерного реактора, но это стоило жизни восьми морякам, получившим запредельные дозы облучения, остальные были госпитализированы с проявлениями ОЛБ. Во время лечения представилась уникальная возможность сопоставить медико-биологические анализы и данные дозиметрического контроля с учётом удалённости пострадавших от аварийной зоны и степени экранирования. В группе выживших прослеживалась сильная зависимость характера течения ОЛБ от вида излучений [3]. В медицине такое течение ОЛБ представляет собой ранее не описанную форму, характеризующуюся взаимно отягощающим влиянием травмы костного мозга и лучевого ожога и классифицируется как особая форма ОЛБ, осложнённая сочетанным поражением.

Проведенный в ИЯИ в 1984 году корреляционный анализ факторов радиационного воздействия и сочетанного поражения, изучение свойств защитных материалов привёл к выводу о перспективности разработки спецодежды изолирующего типа как дополнительного к фактору времени средства защиты от ионизирующего излучения [4]. Можно считать, что с этого момента и началось создание спецодежды для работы в экстремальных условиях.

За корреляционным анализом последовали теоретические исследования, в частности, изучение состава аварийных радиационных полей. Результат этих исследований представлен в таблице 2.

Из анализа следует, что основная часть дозы проникающего излучения определяется жестким компонентом фотонного излучения, который значительно влияет на формирование радиационных травм. Что касается мягкого компонента, то он может быть существенно ослаблен защитой с поверхностной плотностью свинца $0,6 \text{ г/см}^2$. От воздействия бета излучения эффективно защищают материалы с малым атомным весом.

Первые образцы композиционных материалов были созданы из полимерного волокна с привитыми радиационно-химическим способом ионами свинца [5]. Помимо радиационно-защитных материал имел свойства, необходимые для изготовления одежды: воздухо- и паропроницаемость, а также эластичность, драпируемость, технологичность при раскрое и пошиве. К моменту Чернобыльской аварии (1986) были созданы образцы

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

защитных материалов, которые до того испытывались лишь в лабораторных условиях. В зоне радиоактивного загрязнения в районе ЧАЭС образцы были испытаны 30.11.1987 в реальных условиях. При дозовой нагрузке 36 Р /час измерения были выполнены группой из 10 дозиметров [4].

Таблица 2 - Классификация излучений, испускаемых смесью продуктов деления

По составу	%%	По воздействию	Характеристика	Вывод
Фотоны с энергией свыше 300 кэВ (первичное гамма-излучение)	50,7%	Поражает все органы и ткани организма, особо тяжело – гонады, органы кроветворения, толстый кишечник, лёгкие, желудок	Жёсткий компонент, ограничивается защитой временем	Практически не экранируется
Фотоны с энергией до 300 кэВ – мягкое гамма-излучение	29,7%	Такие же поражения	Мягкий компонент, составляет не менее 49,3% всего фотонного излучения	Возможно частичное экранирование носимой защитой
Характеристическое излучение	9%			
Вторичное излучение, формируемое в среде при рассеянии назад	8,9%			
Тормозное излучение электронов бета-распада	1,7%			
Бета излучение		Радиационный ожог	Сильно поглощаемое, глубина проникновения до 1 см	Полностью экранируется

На рисунке 3 совмещены результаты полевых испытаний, обозначенные точками, и расчётные данные в вид заштрихованной области, отражающей разброс параметров из-за точности исходных данных и разнообразия методик расчетов.

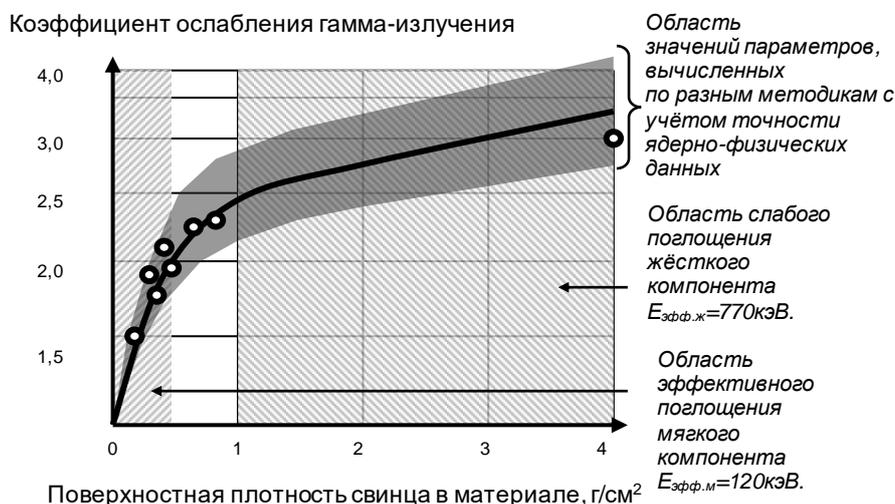


Рис. 3 - Результат исследований образцов радиационно-защитных материалов.

Область расчетных значений коэффициентов ослабления гамма-излучения получены на основании данных о наработке продуктов деления урана-235 за 720 дней кампании реактора. Из рисунка видно, что по мере роста содержания свинца в материале (до 0,5 г/см²) наблюдается экспоненциальный рост эффективности защиты до некоторого предела (уменьшение дозы в 1,7 – 2 раза), определяемого поглощением мягкого компонента; бета-излучение задерживается практически полностью. Этому соответствует

начальный крутой участок графика, причём данные измерений располагаются на экспоненте, соответствующей эффективной энергии мягкого компонента $E_{эфф.м.} \approx 120$ кэВ. Увеличение в материале содержания свинца свыше 1 г/см^2 не приводит к существенному увеличению защитного эффекта, что иллюстрируется экспериментальными точками, которые располагаются на пологом участке графика – экспоненте, соответствующей эффективной энергии жёсткого компонента $E_{эфф.ж.} \approx 750$ кэВ. График наглядно демонстрирует совпадение теоретических и экспериментальных данных в пределах точности вычислений и измерений. Исследования позволили установить граничные условия к конструкции спецодежды, константы для инженерных расчётов, а также сформулировать следующие общие требования к СИЗ ИТ [6], которые должны:

1. Устранять сочтанное поражение, вызываемое бета и гамма излучениями.
2. Ослаблять общую дозовую нагрузку от мягкого компонента в 1,5 – 2 раза, а для наиболее радиационно чувствительные органов в 2 – 6 раз.
3. Исключать загрязнение поверхности тела и внутренних органов радиоактивными аэрозолями, газами и пылью.
4. Уменьшать риск комбинированных радиационно-термических поражений, в том числе в работах с открытым огнём.
5. Понижать вероятность ранений, заживление которых затруднено при угнетённом кроветворении.
6. Иметь оптимальный вес за счёт использования радиационно-защитного материала переменной толщины, распределенного по телу с учётом радиорезистентности биотканей.

Разработка не ограничилась выпуском опытного образца, её итогом стало создание в России новой отрасли промышленности, серийно выпускающей спецодежду специального назначения. Параметры изделий и материалов, а также методика их измерений включены в нормативные документы [7]. Важной составляющей нового производства стал участок контроля радиационно-защитные свойств [8] – качества, представляющего новизну для текстильного материаловедения. Способ контроля признан изобретением, в связи с чем получен патент [9].

Первая промышленная партия СИЗ типа «СЗО-1» была выпущена на опытном производстве НИИ текстильных материалов и поставлена в боевой расчёт на Нововоронежской АЭС в 1995 г. В то время такая аварийная спецодежда не имела мировых аналогов. В настоящее время более совершенная модель спецодежды типа «РЗК» выпускается серийно предприятием АО «ПТС». Постановлениями Правительства РФ от 02.08.2017 №928 и от 07.09.2020 №1368 «РЗК» введён в нормы снабжения личного состава ФПС ГПС МЧС России. С учётом текущего момента СИЗ могут потребоваться и для ликвидации последствий ядерного терроризма.

Изделия сертифицированы в области пожарной безопасности, защищены патентами РФ на полезную модель [10, 11, 12] и отмечены в 2006 г. премией МЧС России «За разработку и освоение производства аварийных изолирующих костюмов для тушения пожаров и ликвидации аварий при воздействии ионизирующих излучений и агрессивных сред».

Дальнейшее развитие отрасли связано с решением следующих задач:

Расширение сферы применения СИЗ данного типа для ликвидации последствий ядерного терроризма.

Включение СИЗ в нормы материально-технического обеспечения АЭС.

Создание государственного резерва СИЗ на случай возникновения техногенных катастроф.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Возрождение исследований в области текстильного материаловедения для совершенствования существующих радиационно-защитных материалов с целью улучшения воздухо- и паропроницаемости, драпируемости, технологичности при раскрое и т.п.

Развитие исследований в области текстильного материаловедения с целью снижения массы спецодежды за счёт использования висмута вместо свинца.

Развитие приборной базы, предназначенной для контроля радиационно-защитных свойств текстильных материалов.

Развитие приборной базы, предназначенной для дозиметрического контроля при эксплуатации СИЗ ИТ.

ЛИТЕРАТУРА

1. <https://pto-pts.ru/spetsialnaya-zashchitnaya-odezhda-izoliruyushchego-tipa/tproduct/582370762-817543146820-rzk>
2. Бенецкий Б.А., Верзилин М.М., Логинов В.И. Радиационно-защитная одежда пожарных // Пожарная безопасность № 6, 2003. – С.89– 95.
3. Гогин Е.Е., Емельяненко В.М., Бенецкий Б.А., Филатов В.Н. Сочетанные радиационные поражения. – М.: Известия, 2000. – 240 с.
4. Бенецкий Б.А. Методика выбора материалов и реализация противорадиационной индивидуальной защиты // В сб.: Радиационные поражения и перспективы развития средств индивидуальной защиты от ионизирующих излучений / Под ред. Б.А.Бенецкого, Е.Е.Гогина, В.М.Филатова. – М.: ЦНИИ инфомации и технико-экономических исследований лёгкой промышленности (ЦНИИТЭлегпром), 1992. – С. 108– 134.
5. Филатов В.Н. Композиционные текстильные материалы и изделия на их основе для защиты от ионизирующих излучений // В сб.: Радиационные поражения и перспективы развития средств индивидуальной защиты от ионизирующих излучений / под ред. Бенецкого Б.А., Гогина Е.Е., Филатова В.Н. – М.: ЦНИИТЭИлегпром, 1992. – С. 135– 146.
6. Бенецкий Б.А., Логинов В.И. Индивидуальная защита пожарных и дозиметрический контроль в условиях повышенной радиационной опасности // Пожарная безопасность № 4, 2008. – С.89– 95.
7. ГОСТ Р 53264-2019 Техника пожарная. Одежда пожарного специальная защитная. Общие технические требования. Методы испытаний.
8. Лифанов М.Н., Бенецкий Б.А., Логинов В.И. Технология контроля радиационно-защитных свойств композиционных материалов и специальной защитной одежды пожарных, охраняющих АЭС // Пожарная безопасность № 2, 2008. – С.92– 95.
9. Лифанов М.Н. Способ контроля радиационно-защитных свойств листовых материалов для спецодежды / Патент на изобретение №2800807. – Патентообладатель: ГБУН Институт ядерных исследований РАН. – Зарегистрировано в Гос. реестре изобретений РФ, 28.07.2023.
10. Барбулев С.Я., Барбулев Д.С., Альбац Е.А., Иванова Е.Ю., Логинов В.И., Михайлов Е.С., Перцовский Г.А., Урясьев А.В., Хрусталева Н.П., Штыров Д.Ф., Шмидт Н.Б. Изолирующий скафандр / Патент на полезную модель №111738. – Патентообладатель; Открытое акционерное общество «ПТС». – Зарегистрировано в Гос. реестре полезных моделей РФ, 27.12.2011.
11. Барбулев С.Я., Барбулев Д.С., Альбац Е.А., Бенецкий Б.А., Иванова Е.Ю., Логинов В.И., Перцовский Г.А., Урясьев А.В., Хрусталева Н.П., Шмидт Н.Б., Штыров Д.Ф. Радиационно-защитный комплект одежды / Патент на полезную модель №112485. – Патентообладатель: Открытое акционерное общество «ПТС». – Зарегистрировано в Гос. реестре полезных моделей РФ, 10.01.2012.

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

12. Альбац Е.А., Барбулев С.Я., Барбулев Д.С., Кутьин С.В., Логинов В.И., Ляхович Б.С., Маслов Ю.Н., Фурман Е.Э. Клапан выпуска выдыхаемой газовой смеси из защитного костюма изолирующего типа / Патент на полезную модель №103073. – Патентообладатель: Открытое акционерное общество «ПТС». – Зарегистрировано в Гос. реестре полезных моделей РФ, 27.03.2011.

ПОЛЕ ЗАХВАТНОГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ С ЭНЕРГИЯМИ ДО 10 МЭВ

Д. И. Комар, В. Д. Гузов, С. В. Лазаренко

Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»,

Минск, Республика Беларусь

эл. почта: damiankomar@yandex.ru

Широкое распространение медицинских ускорителей и ускорителей элементарных частиц (электронов и протонов) приводит к появлению ряда прикладных задач контроля и радиационной защиты, при решении которых спектрометрические и дозиметрические измерительные приборы будут находиться в импульсных полях вторичного гамма-излучения в диапазоне энергий до 10 МэВ.

На АЭС основными источниками гамма-излучения являются: мгновенное излучение с энергией до 7,5 МэВ, сопровождающее процесс деления ядерного топлива; захватное излучение на ядрах элементов, входящих в состав активной зоны (топливо, замедлитель, теплоноситель, конструкционные материалы) с максимальной энергией до 10 МэВ; активационное излучение образовавшихся в результате захвата нейтронов стабильными ядрами материалов активной зоны (69% составляют гамма-кванты 6,13 МэВ, образовавшихся по реакции $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$). В спектре гамма-излучения, вылетающего из активной зоны реактора, на фоне непрерывного распределения хорошо различимы пики захватного гамма-излучения, возникающего при взаимодействии тепловых нейтронов с ядрами ^{57}Fe , ^{58}Fe , ^{54}Cr , ^{59}Ni и водорода [1, 2].

Для метрологического обеспечения измерений необходимо знание отклика средств измерений в пределах рабочего энергетического диапазона. Корректная энергетическая калибровка предполагает наличие в эталонном спектре одиночных линий с известной энергией. При калибровке до 3 МэВ эту проблему можно решить набором радионуклидных гамма-источников типа ОСГИ (таких как Cd-109 , Am-241 , Co-57 , Cs-137 , Co-60 , Ra-226 и др.).

Гамма-кванты с энергиями более 3 МэВ могут быть получены в результате радиационного захвата нейтрона ядром атома, т.е. ядерной реакции (n, γ) . Сечение реакции радиационного захвата нейтронов увеличивается с уменьшением энергии нейтронов [3]. Каждый изотоп обладает своим уникальным набором характеристических энергий захватного излучения. Быстрые нейтроны от радионуклидных источников могут быть замедлены до тепловых энергий при помощи водородосодержащих замедлителей (полиэтилен, парафин, вода) и направлены на специальную мишень. Таким образом, простейший источник мгновенного захватного гамма-излучения должен состоять из источника быстрых нейтронов, замедлителя нейтронов и облучаемой тепловыми нейтронами мишени. При проектировании такого источника необходимо учитывать, что в спектре гамма-излучения будут присутствовать характеристические линии захватного излучения от материалов замедлителя, от конструкционных материалов, от биологической защиты источника, стен помещения и воздуха. Эти гамма-линии могут накладываться на

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

линии мишени и ухудшать “качество” поля. Поэтому материалы необходимо подбирать с небольшими сечениями радиационного захвата нейтронов и с характеристическими линиями, значительно отличающимися по энергии от линий мишени. Для энергетической калибровки до 7 МэВ в качестве мишени можно использовать титан, а по энергии до 10 МэВ — никель [4, 5]. К настоящему времени известны примеры построения источника захватного гамма-излучения на основе ^{252}Cf и Am-Be-источников нейтронного излучения [6, 7].

Целью данной работы является экспериментальное и теоретическое (при помощи моделирования методами Монте-Карло) исследование возможности применения стандартного коллиматора тепловых нейтронов установки поверочной нейтронного излучения (УПН-АТ140, УП «АТОМТЕХ») с ^{238}Pu -Be источником нейтронов (типа ИБН-8-6), как источника гамма-излучения в диапазоне энергий до 10 МэВ для проверки и калибровки спектрометров и дозиметров гамма-излучения в расширенном диапазоне энергий. Монте-Карло моделирование проводилось с помощью кода MCNP (версия MCNP 4b) [8].

В лабораторной практике, для получения гамма-излучения с энергиями до 10 МэВ, удобно использовать радиационный захват тепловых нейтронов из-за низкой пороговой энергии реакции (тепловые энергии), больших сечений захвата тепловых нейтронов (единицы барн), широкой распространённости и доступности радионуклидных источников нейтронов, которые создают стационарное во времени нейтронное поле.

Коллиматор тепловых нейтронов формирует пучок от радионуклидного источника со значительной составляющей нейтронов тепловых энергий [9]. Размещение мишени на выходе коллиматора позволит получить поле гамма-излучения с определенными энергиями. Для эталонного поля захватного гамма-излучения в диапазоне от 4 МэВ до 9 МэВ целесообразно использовать мишени из титана и никеля [10]. Титан и никель имеют наибольшие сечения захвата тепловых нейтронов в области до 7 МэВ и до 10 МэВ, соответственно. В таблице 1 приведены наиболее интенсивные линии захватного излучения для материалов коллиматора, стен помещения, воздуха и мишеней из никеля и титана [10].

Таблица 1 - Наиболее интенсивные линии мгновенного захватного гамма-излучения

Элемент	Энергия фотонов, МэВ	Сечение захвата основных линий	Полное сечение захвата
^1H	2,223	0,3326	0,3326
^{10}B	0,477	716	716
^6C	3,683; 4,945	0,00122; 0,00261	0,00353
^{13}Al	1,778; 7,724	0,232; 0,0493	0,231
^{14}Si	3,538; 4,933	0,1190; 0,1120	0,177
^7N	5,269; 5,297; 5,533	0,0236; 0,0168; 0,0155	0,0795
^{48}Cd	0,245; 0,558; 0,651	274; 1860; 358	2522
^{24}Cr	7,938; 8,884; 9,719	0,424; 0,78; 0,26	3,07
^{26}Fe	0,352; 7,631; 7,645	0,273; 0,653; 0,549	2,56
^{29}Cu	0,159; 0,278; 7,915	0,648; 0,893; 0,869	3,795
^{22}Ti	0,341; 1,381; 1,586; 6,418; 6,760	1,84; 5,18; 0,624; 1,96; 2,97;	6,08
^{28}Ni	6,837; 7,536; 7,819; 8,533; 8,998	0,458; 0,190; 0,336; 0,721; 1,49	4,39

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

В работах [6, 7] приводятся примеры построения источников захватного гамма-излучения на основе ^{252}Cf и Am-Be-источников нейтронного излучения. По опубликованным в этих работах экспериментальным спектрам видно, что наиболее интенсивные пики (кроме пиков от мишени) соответствуют захвату теплового нейтрона на ядре водорода (2,223 МэВ), образованию пар (0,511 МэВ) и (α, n) -реакции на бериллии в источнике нейтронов (4,439 МэВ). Если проблему присутствия в спектре гамма-линий с энергией 4,439 МэВ от радионуклидного источника, можно решить применением источника спонтанного деления на основе ^{252}Cf , то уменьшить интенсивность водородной линии можно только дополнительной фильтрацией.

Моделирование проводилось с помощью кода MCNP-4b [8]. В работе [9] описывается разработка Монте-Карло модели коллиматора тепловых нейтронов, ^{238}Pu -Be-источника ИБН-8-6 и помещения. В сформированной Монте-Карло-модели для определения характеристик поля захватного гамма-излучения в заданной точке, необходимо учитывать распространение и нейтронов и фотонов. Местом рождения нейтронов в данной задаче является ячейка активного вещества изотропного источника нейтронов, гамма-кванты же являются вторичными частицами и образуются в результате различных взаимодействий во всей области решения задачи. В программе MCNP можно решать одновременно задачу транспорта нейтронов и гамма-квантов, включением специальной функции mode N, P (mode N – для нейтронов, mode P – для гамма-квантов).

Были изготовлены мишени в форме дисков ($d=300$ мм) из титана толщиной 15 мм и никеля толщиной 10 мм. Диаметр дисков соответствует диаметру выходного канала коллиматора тепловых нейтронов.

Для экспериментального изучения спектральных характеристик поля захватного излучения, формируемого коллиматором установки с ^{238}Pu -Be-источником нейтронов, на УП «АТОМТЕХ» специально разработан спектрометрический блок детектирования БДКГ-19М NaI(Tl) 63×160 мм с нелинейной характеристикой преобразования канал-энергия в диапазоне до 10 МэВ. Количество каналов АЦП блока БДКГ-19М составляет 1024. При измерениях блок размещался по оси коллиматора на расстоянии 700 мм между центрами кристалла и источника нейтронов. На рисунке 1 приведены спектры для мишеней из титана и из никеля, полученные при помощи блока БДКГ-19М. Спектры нормированы по времени на 1 с.

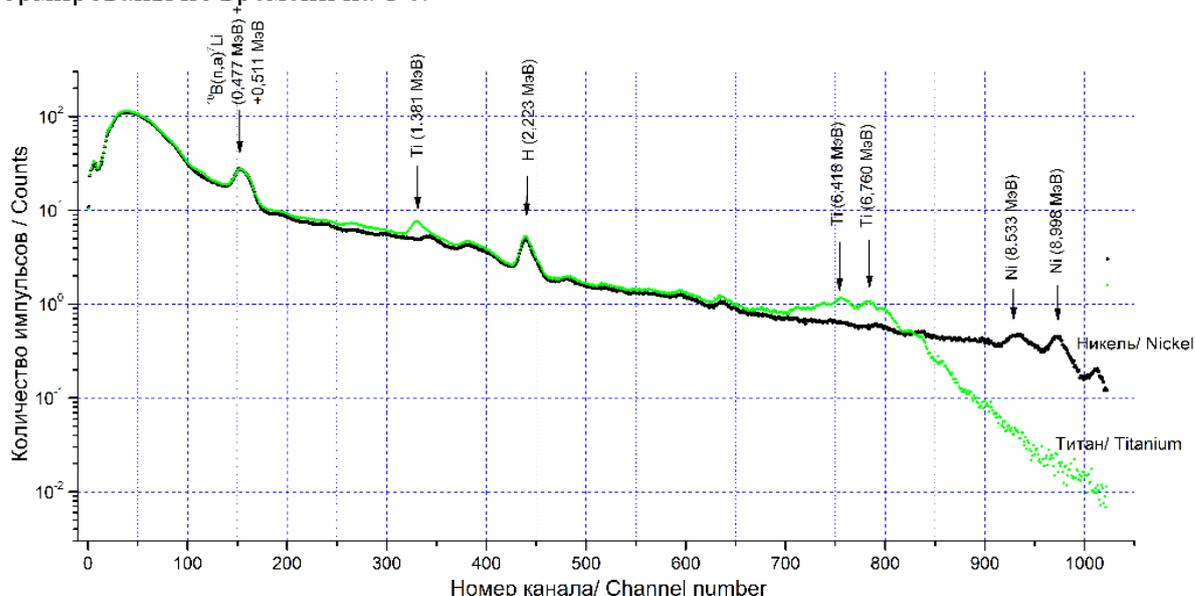


Рис. 1 - Экспериментальные спектры для мишеней из титана и никеля

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

На спектрах хорошо различимы линии титана и никеля, линия захвата на водороде 2,223 МэВ. Из-за невысокой разрешающей способности кристалла NaI(Tl) (по Cs-137 ~7%) линии 0,477 МэВ захвата ядром ^{10}B и 0,511 МэВ образования пар неразрешимы. Пики полного поглощения, соответствующие мишеням никеля и титана, можно использовать для калибровки спектрометров гамма-излучения по энергии до 10 МэВ.

Для увеличения интенсивности линий мишеней на фоне остального спектра, а также для увеличения средней энергии спектра необходимо применять дополнительную фильтрацию гамма-излучения. При этом следует учитывать природу излучения и геометрию теплового коллиматора. Коллиматор тепловых нейтронов в данной задаче представляет собой объемный источник захватного гамма-излучения, рассеянного излучения и гамма-излучения сопутствующего образованию быстрых нейтронов в ^{238}Pu -Ве-источнике. Все эти гамма-кванты геометрически рождаются до мишени (если смотреть по направлению пучка нейтронов). Для данной задачи существует несколько подходов к фильтрации:

1) Использование фильтра из материала с небольшим атомным номером (например, алюминий) для сплошной фильтрации (как излучения от коллиматора, так и от мишени). Средняя энергия увеличивается из-за уменьшения коэффициента поглощения с ростом энергии.

2) Увеличение плотности потока тепловых нейтронов в месте расположения мишени водородосодержащими “отражателями” тепловых нейтронов.

3) Фильтр из материала с малым сечением захвата нейтронов, но высоким атомным номером, располагающийся между источником нейтронов и мишенью.

Проверка целесообразности применения сплошного фильтра проводилась при помощи Монте-Карло моделирования. Энергетическое распределение плотности потока фотонов от мишени из никеля рассчитывалось для сферы радиусом 1 мм, расположенной на расстоянии 70 см от центра источника нейтронов, при помощи карты tally F4 [8]. Расчеты проводились с различными толщинами алюминиевого экрана. Результат был нормирован на выход нейтронов из источника (рис.2).

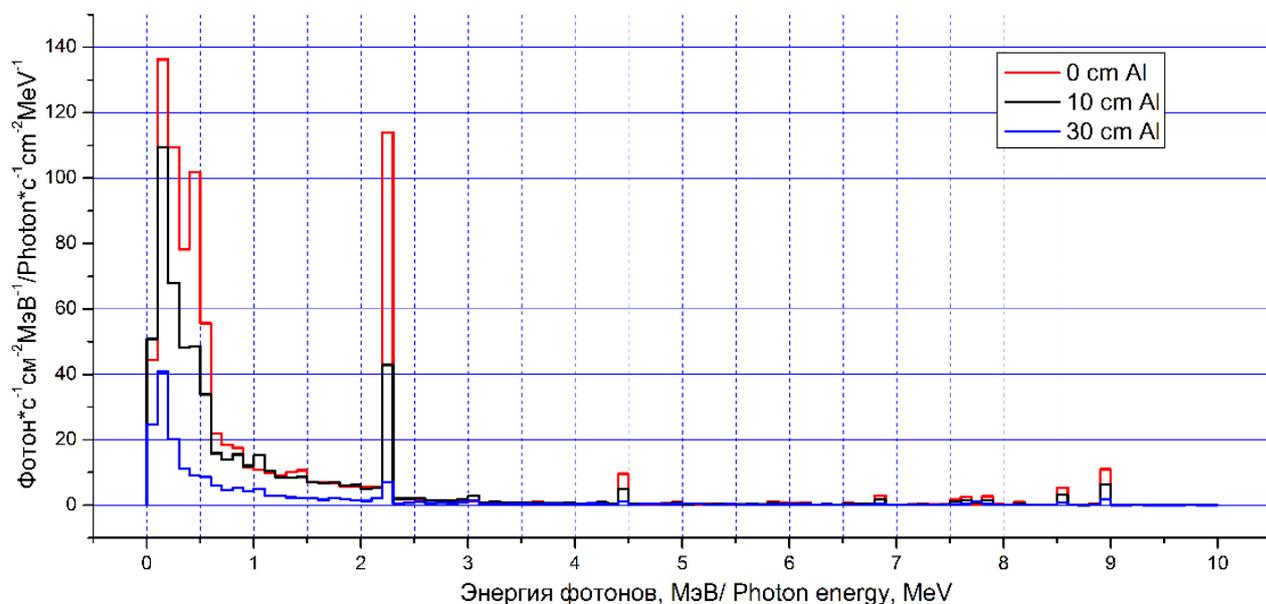


Рис. 2 - Спектры захватного гамма-излучения для мишени из никеля при различных толщинах алюминиевого фильтра

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

По приведенному спектру видно, что такой способ фильтрации позволяет уменьшить интенсивность гамма-излучения в области с энергией меньше энергии захвата на протоне 2,223 МэВ, но при этом также сильно снижается интенсивность линий никеля. Излучение от титановой мишени имеет меньшую энергию и ослабление будет еще больше. В спектре для случая фильтрации 30 см алюминия отчетливо просматривается составляющая рассеянного на стенах помещения и в самом фильтре гамма-излучения в области энергий до 300 кэВ.

Можно увеличить плотность потока тепловых нейтронов в мишени, и тем самым вырастет число полезных захватов. Эффект достигается при установке вплотную к мишени “отражателя” с высоким коэффициентом альбеда нейтронов. Плотность потока тепловых нейтронов через мишень увеличивается из-за большого количества рассеянных отражателем нейтронов. Для таких целей хорошо подходит полиэтилен.

Оценка соответствующего изменения интенсивности излучения при добавлении отражателя из полиэтилена, проводилась при помощи разработанных Монте-Карло моделей коллиматора с мишенями из титана и никеля по линиям с наибольшей энергией (6,761 МэВ для титана и 8,998 МэВ для никеля). Размещение в поле тепловых нейтронов водородосодержащего материала (полиэтилен) будет неизбежно приводить к увеличению числа захватов на протоне, поэтому интенсивность линии 2,223 МэВ необходимо контролировать (рис. 3).

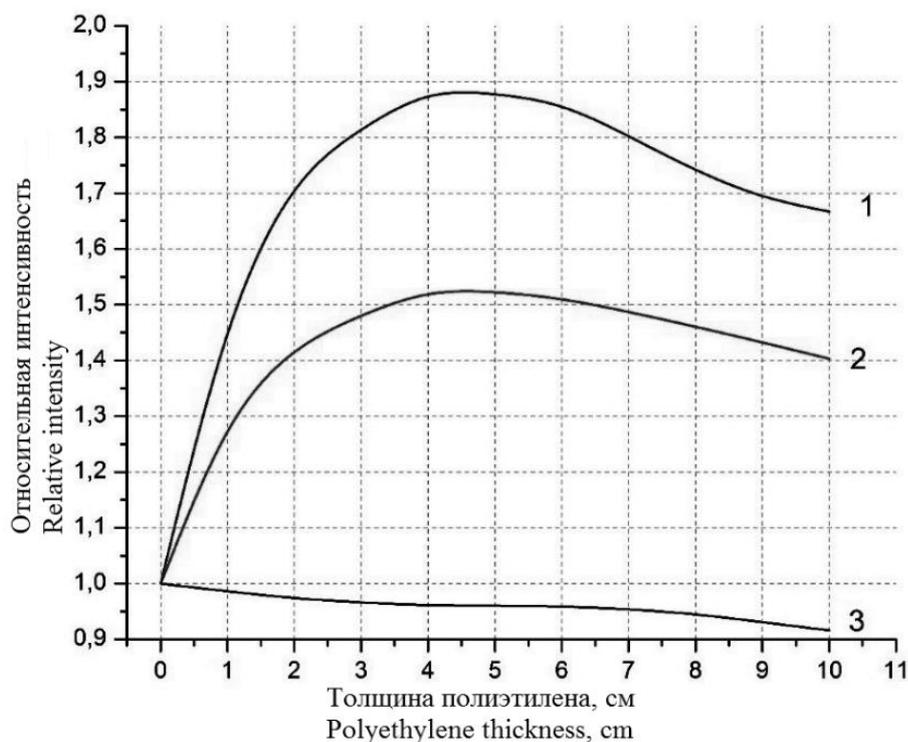


Рис. 3— Зависимости интенсивности линий 6,761 МэВ для титана (1), 8,999 МэВ для никеля (2) и 2,223 МэВ (3) от толщины полиэтилена

Максимальный выход захватного излучения от мишеней наблюдается при толщине полиэтилена 5 см. Дальнейшее добавление полиэтилена приводит к ослаблению захватного излучения. Линия с энергией 2,223 МэВ ослабляется значительно медленнее из-за захвата тепловых нейтронов ядрами водорода во всем объеме добавочного полиэтилена.

Из полиэтилена (ПНД ГОСТ-16338-85) изготовлены диски, толщиной 25 мм и диаметром 300 мм, для размещения в канале коллиматора тепловых нейтронов. Диски
30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

устанавливались вплотную к мишени. При помощи спектрометрического блока детектирования БДКГ-19М получены экспериментальные спектры для различного количества дисков (суммарная толщина полиэтилена) (рис. 4).

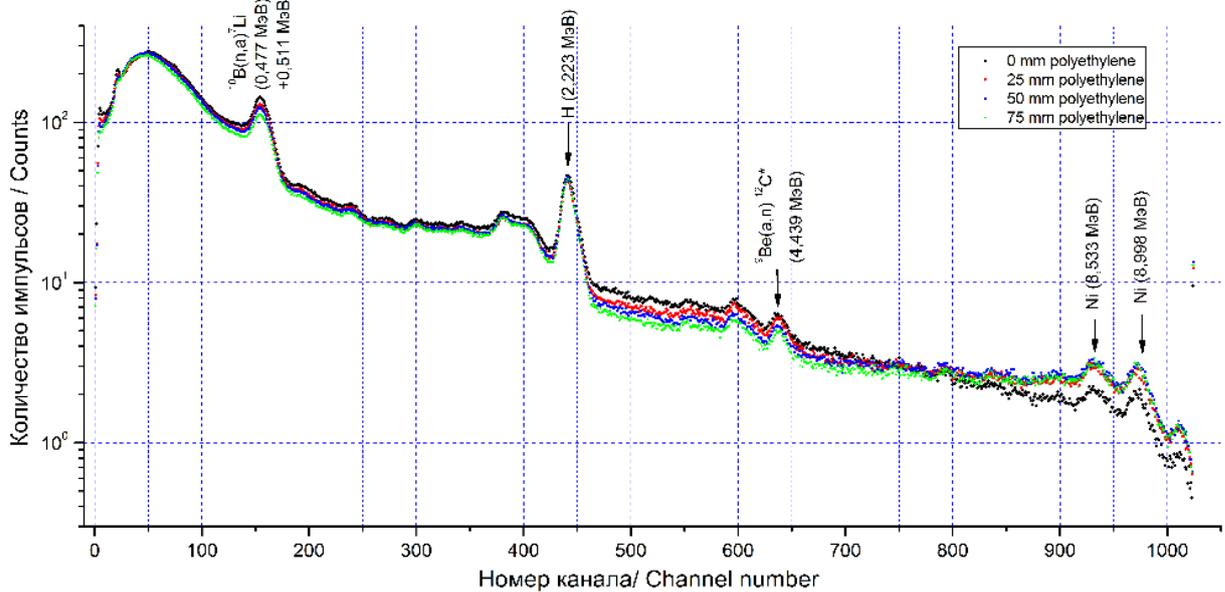


Рис. 4 - Экспериментальные спектры для мишени из никеля при различных толщинах полиэтилена

Отражатель из полиэтилена позволяет существенно увеличить интенсивность излучения от мишени. Высота пиков полного поглощения, соответствующих линиям никеля, максимальна при толщине 50 мм полиэтилена. Остальная часть спектра ослабляется, но при этом незначительно увеличивается количество рассеянного в полиэтилене излучения (в области около 150 кэВ). Кроме того, полиэтилен ослабляет пучок нейтронов, которые покинув коллиматор будут вступать во взаимодействие с кристаллом детектора и стенами помещения.

Перед мишенью можно разместить фильтр из материала с высоким атомным номером, но при этом с малым сечением взаимодействия с нейтронами тепловых и промежуточных энергий. Такой фильтр будет незначительно влиять на тепловую компоненту пучка нейтронов и сильно ослаблять гамма-излучение от остальных источников.

Из материалов с высоким атомным номером наиболее доступны вольфрам ($Z=74$) и свинец ($Z=82$). Вольфрам имеет большое сечение захвата тепловых нейтронов ($\sigma_{\gamma}^Z=18,39$ барн) [11], поэтому в качестве материала фильтра был выбран свинец.

Фильтр из свинцовых пластин должен размещаться перед мишенью, а полиэтилен после мишени. На рисунке 5 представлена Монте-Карло модель коллиматора тепловых нейтронов с фильтром из свинца и полиэтиленовым отражателем.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

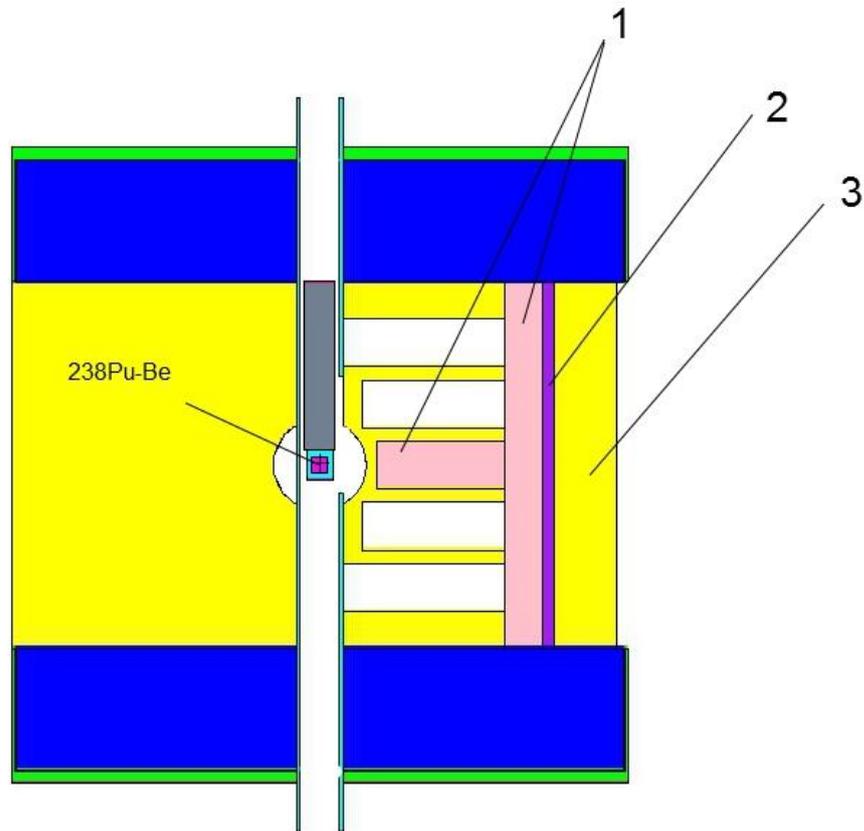


Рис. 5 - Монте-Карло модель коллиматора тепловых нейтронов: 1-свинец, 2-мишень, 3-полиэтилен

Экспериментальные спектры для мишени из никеля с полиэтиленом 50 мм при различных толщинах свинцового фильтра, приведены на рисунке 6.

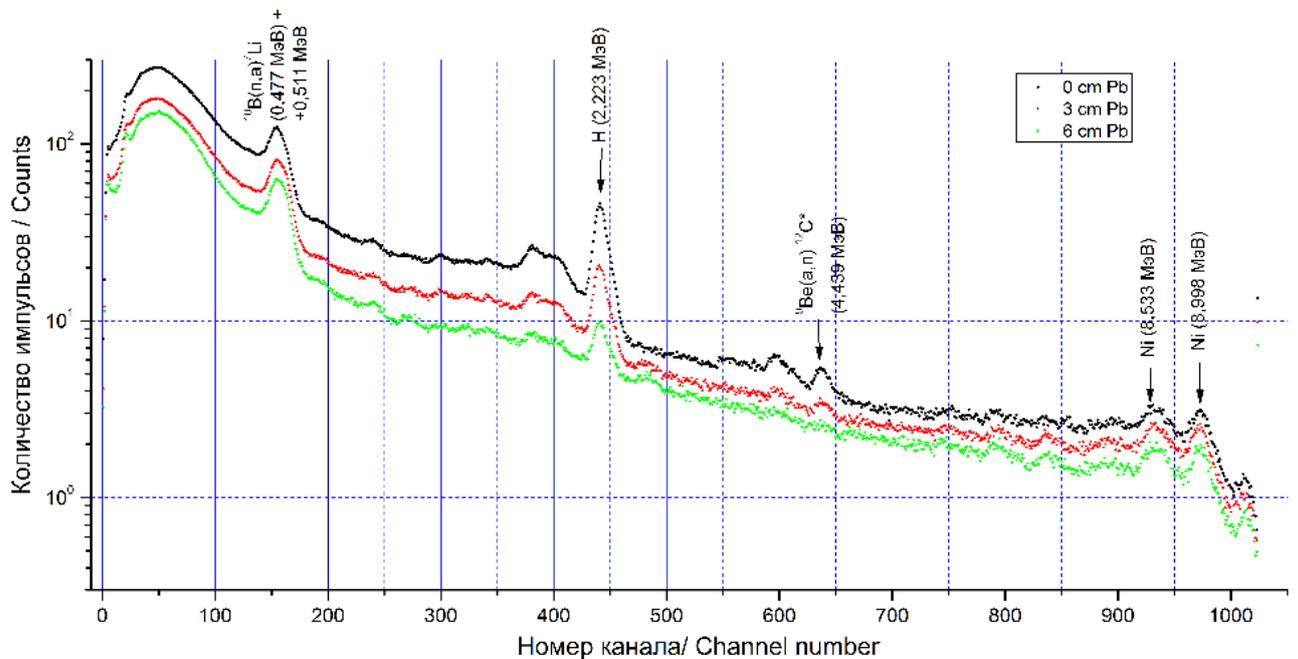


Рис. 6 - Экспериментальные спектры для мишени из никеля при различных толщинах свинцового фильтра

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

В спектрах с фильтром из свинца 3 см и 6 см наблюдается значительное проседание в области энергий ниже “водородной”. Для 3 см свинца интенсивность линии никеля уменьшилась в 1,28 раза, а линия 2,223 МэВ уменьшилась в 2,35 раза. Если использовать алюминиевый фильтр после мишени, то при ослаблении никеля в 1,28 раз, пик 2,223 МэВ ослабился бы только в 1,47 раз, а если использовать свинец, то в 1,24 раза [12].

Результаты, полученные в ходе этого исследования, будут использованы в дальнейшей работе по расчету фильтрации как гамма, так и нейтронного излучения.

ЛИТЕРАТУРА

1. *Nakashima, Y.* Gamma-Ray Energy Spectra Observed around a Nuclear Reactor / Y. Nakashima, S. Minato, M. Kawano // Journal of Radiation Research. – 1971. – Vol.12, no.4. – P. 138–147.
2. *Itsumasa, U.* Systematics of Gamma-Ray Energy Spectra for Classification of Workplaces around a Nuclear Facility / U. Itsumasa, T. Tadashi, // J. Jpn. Health Phys. Soc.– 1985. –Vol.3.– P. 1440–1443.
3. *Беланова, Т.С.* Радиационный захват нейтронов / Т.С. Беланова, А.В. Игнатюк, А.Б. Пащенко. – М.: Энэргоатомиздат, 1986. – 248 с.
4. *Bermann, F.* ed. Capture Gamma Ray Beam for the Calibration of Radioprotection Dosimeters between 5 and 9 MeV / F. Bermann [et al.] // Radiation Protection Dosymetry. – 1990. – Vol. 30.– P. 237–243.
5. *Troubetzcoy, E.* Complication of Information on Gamma-Ray Spectra Resulting from Thermal-Neutron Capture / E. Troubetzcoy, H.A. Goldstein.-Oak Ridge National Laboratory, 1960.–78 pp.
6. *Kroupa, M.* Wide energy range gamma-ray calibration source / M. Kroupa, C. Granja, Z. Janout // Journal of Instrumentation. – 2011. – no.6.–12 p.
7. *Rogers, J.G.* A 7-9 MeV isotopic gamma-ray source for detector testing / J.G. Rogers, M.S. Andreaco, C. Moisan // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research.– 1998.– Vol.413, P.249-254.
8. *Briesmeister, J.F.* Ed. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B. / J.F. Briesmeister.–Report LA-12625-M.-Los Alamos, NM: Los Alamos National Laboratory, 1997.–736 p.
9. *Комар, Д.И.* Монте-Карло моделирование метрологических характеристик установки поверочной нейтронного излучения УПН-АТ140 /Д.И. Комар, С.А. Кутень, В.Д. Гузов // Экологический вестник.–2016.–№3(37).–С. 54–61.
10. *Choi, H.D.* Database of prompt gamma-rays from slow neutron capture for elemental analysis / H.D. Choi, R.B. Firestone, R.B. Lindstorm. – Vienna: International atomic Energy Agency, 2006.–252 p.
11. *Kopecky, J.* Ed. Atlas of Neutron Capture Cross Sections/ J. Kopecky. – Vienna: International atomic Energy Agency, 1997. –370 p.
12. *Машкович, В.П.* Защита от ионизирующих излучений: Справочник-5-е издание / В.П. Машкович, А.В. Кудрявцева.–М.: Столица, 2013.–494 с.

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»
 Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ИЗОБРЕТЕНИЕ МИНИАТЮРНОГО ТКАНЕЭКВИВАЛЕНТНОГО ДЕТЕКТОРА И СОЗДАНИЕ НА ЕГО ОСНОВЕ ЭЛЕКТРОННОГО ПРЯМО-ПОКАЗЫВАЮЩЕГО ДОЗИМЕТРА ДЛЯ ИМПОРТОЗАМЕЩЕНИЯ ПРОФЕССИОНАЛЬНЫХ ДОЗИМЕТРОВ ЗАРУБЕЖНОГО ПРОИЗВОДСТВА

Д. С. Кузьмина, Н. Г. Швалев
ООО «НЕОРАДТЕХ», Обнинск, Россия
эл. почта: neoradtech@yandex.ru

Дозиметрический контроль внешнего облучения является неотъемлемой частью системы обеспечения радиационной безопасности, направленной на охрану здоровья людей от воздействия ИИИ при использовании атомной энергии [1]. При определении индивидуальной дозы внешнего облучения работника игнорируется ее возможное отличие от истинной дозы облучения индивида, обусловленное различием между характеристиками «стандартного работника» и персональными характеристиками индивида, но само средство контроля должно иметь тканеэквивалентный детектор ионизирующего излучения, который позволяет измерять степень радиологического воздействия на человека. Поэтому в зарубежных и отечественных дозиметрах на основе кремниевых PIN диодов применяется сложная и затратная система фильтров, так как эффективный атомный номер материалов PIN диода не соответствует эффективному атомному номеру биологической ткани.

Изобретение тканеэквивалентного миниатюрного детектора фотонного излучения (Патент на изобретение № 2811667) позволило создать дозиметры с лучшими экономическими и эксплуатационными характеристиками.

Дозиметр индивидуальный ДКГ-23А НДРП.412113.002ТУ (далее – ДКГ-23А, рис.1) предназначен для измерения индивидуального эквивалента дозы НР(10) фотонного излучения и мощности индивидуального эквивалента дозы фотонного излучения. Характеристики ДКГ-23А соответствуют требованиям ГК «Росатом» [2].

ДКГ-23А позволяет выполнить задачу импортозамещения профессиональных электронных дозиметров производства зарубежных компаний или российских компаний, использующих компоненты производства зарубежных компаний. ДКГ-23А допускает работу как в автономном режиме, так и в составе автоматизированных систем, может обеспечиваться считывателями, устройствами зарядки питания, хранения и санкционированного доступа к дозиметрам (рис.1).



Рис.1 - Дозиметр индивидуальный ДКГ-23А и считыватель дозиметров сетевой СДС-23

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»
Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ЛИТЕРАТУРА

1. МУ 2.6.5.026-2016. Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования. (утв. ФМБА России 18.05.2016).
2. МУ 2.6.5.053-2017. Организация аварийного радиационного контроля внешнего облучения персонала при проведении работ на ядерно-опасных участках предприятий госкорпорации "Росатом". Общие требования. Методические указания" (утв. ФМБА России 11.10.2017)

ПРОБЛЕМА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ РЕКОНСТРУКЦИИ ДОЗ НА ПРИМЕРЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ РЕКИ ТЕЧИ

Е. А. Шишкина¹, Е. И. Толстых¹, П. А. Шарагин¹

¹ *ФГБУН Южно-Уральский Федеральный научно-клинический центр медицинской биофизики ФМБА России, Челябинск, Россия*
эл. почта: *lena@urcrt.ru*

Исследования последствий неконтролируемого радиационного воздействия на людей нуждаются в реконструкции доз облучения. К ретроспективной дозиметрии для эпидемиологических исследований предъявляются следующие требования: 1) расчет поглощенных доз в органах (вместо эффективных доз); 2) описание динамики накопления доз; 3) предпочтительны индивидуальные оценки; 4) оценка неопределенностей реконструируемых доз. Среднегрупповые дозы восстанавливают путем моделирования распределения радионуклидов в окружающей среде; опираются на типичные режимы поведения людей и, для населения, типичные рационы питания. Для оценки доз внутреннего облучения используются также общие закономерности биокинетики радионуклидов. Наличие индивидуальной информации позволяет индивидуализировать дозы. То есть, дозы реконструируют, используя приближения, основанные на неких усреднениях, что может быть источником систематических ошибок. Такие неисключенные систематические ошибки входят в структуру неопределенности доз и носят название общих неопределенностей. Переход от среднегрупповых значений к индивидуализированным включает обычно стохастические ошибки измерений либо случайные ошибки в регистрах об индивидуальных данных – необщие неопределенности. Однако, в структуре неопределенности большую долю может составлять “общая”, не стохастическая компонента, связанная со средне-групповыми оценками. Неопределенности (в основном их общая компонента) могут существенно влиять на оценки радиационных рисков и их доверительные интервалы. На рисунке 1 показан пример зависимости Доза-Эффект, построенной на синтетических данных; для простоты использована линейная модель с без учета и с учетом неопределенностей “истинных” доз.

30.10.2025

*Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»
Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности*

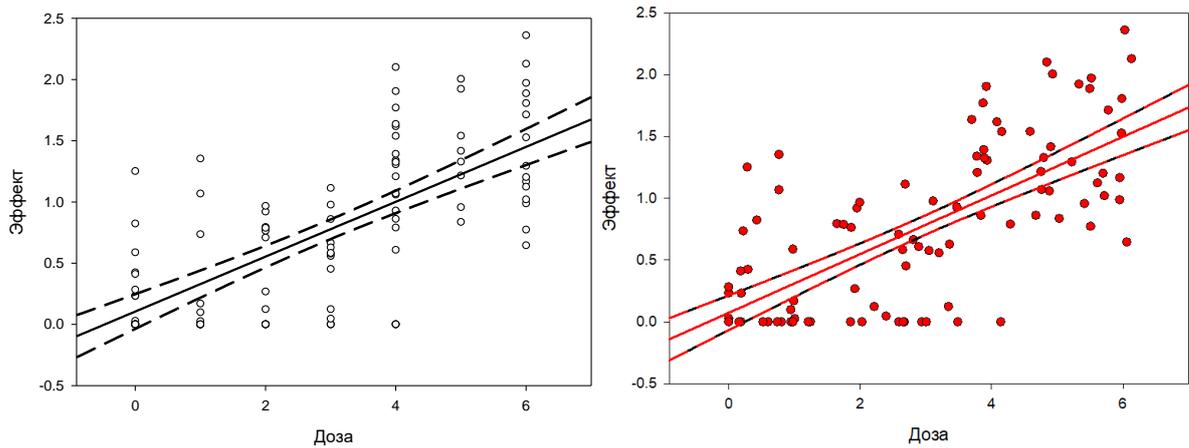


Рис. 1 - Пример зависимости Доза-Эффект (в линейном приближении), построенной на синтетических данных. Слева – использованием “истинных” доз; справа – дозы, возмущенные в пределах 50%/

Слева показана регрессия, построенная с “истинными” дозами, а справа показаны те же данные по эффектам, но со стохастически возмущенными дозами. То есть учитывалась только необщая неопределенность. Как видно из правого рисунка, стохастические ошибки в дозиметрии не приводят к изменению в наклоне линии регрессии. Более того, доверительные интервалы также совпали.

На следующем примере показана модель ситуации, когда половина данных (выбранных случайным образом) имела ту же стохастическую ошибку оценки доз, а вторая половина – систематическую общую ошибку. На рисунке 2 можно увидеть, что линии регрессий для точных доз (черная) и для возмущенных (красная) не совпадают.

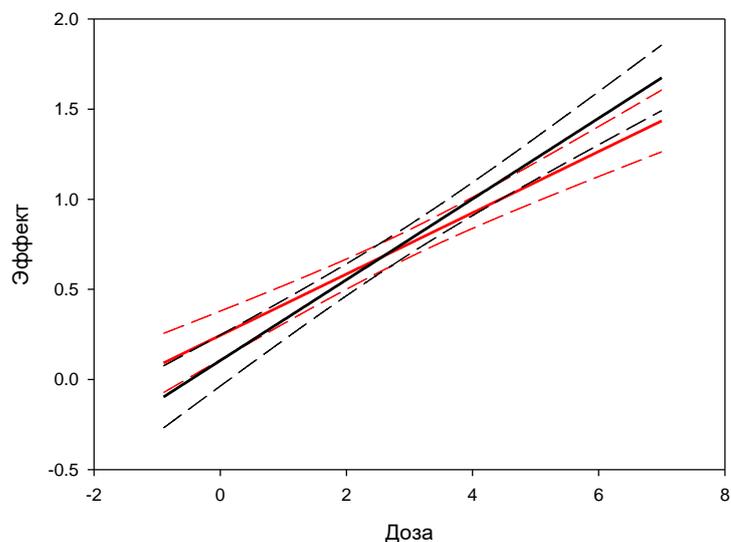


Рис. 2 - Сопоставление линий регрессий и их доверительных интервалов для “истинных” доз (черная) и для возмущенных, в структуре неопределенностей у которых имеется общая ошибка, (красная).

Несмотря на то, что углы наклона достоверно не отличаются в нашем примере (доверительные интервалы регрессий перекрываются), неопределенность зависимости доза-эффект, полученная на возмущенных данных должна включать в себя область, объединяющую минимальные и максимальные границы обеих регрессий. Иными словами, доверительные интервалы зависимостей, построенных для реальных данных, являются заниженными (наивными) оценками. Надежность эпидемиологических выводов должна

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

быть обеспечена оценкой реалистичных доверительных интервалов. Для этого необходимо знать не просто неопределенность доз, но и структуру суммарной неопределенности, и, главным образом, вклад общих и необщих компонент.

В настоящем докладе представлено решение этой проблемы в стохастической версии дозиметрической системе реки Течи – TRDS-2016МС. В 1949–1956 ПО “МАЯК” осуществляли регулярные и аварийные сбросы ЖРО в р. Течу (около 115 ПБк жидких отходов). Речная вода, донные отложения и пойменные почвы были загрязнены гамма- и бета-излучающими радионуклидами. В 1957 г. произошел взрыв в хранилище радиоактивных отходов (Кыштымская авария), в результате которого образовался Восточно-Уральский радиоактивный след (ВУРС) из-за рассеивания в атмосферу $7,4 * 10^{16}$ Бк. Несколько тысяч человек подверглись облучению в обеих радиационных ситуациях.

Особенности облучения населения радиоактивно-загрязненных территорий Южного Урала были следующими:

- комбинированное внешнее и внутреннее облучение
- присутствие долгоживущих радионуклидов (^{90}Sr , ^{137}Cs)
- пролонгированное внешнее и хроническое внутреннее облучение с низкой ЛПЭ и убывающей мощностью дозы
- присутствие ^{90}Sr , инкорпорируемого в костные ткани, обуславливает крайне неравномерное облучение организма: дозы на красный костный мозг (ККМ) могут на два порядка превышать таковые на мягкие ткани.

Индивидуальные дозы на 23 органа и их неопределенности были восстановлены для расширенной когорты р. Течи и ВУРСа, которая включала 48036 человек на основе данных о загрязнении реки Теча и характере радиоактивных выпадений на территории Восточно-Уральского радиоактивного следа (ВУРСа). Была разработана стохастическая версия дозиметрической системы, которая возмущала дозы внешнего и внутреннего облучения в пределах их неопределенностей с учетом того, являются ли они общими или необщими. Поэтому ключевым было описание структуры неопределенностей для каждого параметра дозиметрической системы. TRDS является сложной составной многопараметровой системой и задача описания структуры неопределенности была чрезвычайно сложной. В качестве примера можно рассмотреть структуру неопределенности одной из компонент системы - реконструированную динамику ($Y(t)$) поступления ^{90}Sr в организм жителей прибрежных территорий р. Течи.

$$Y(t) = I_R(t) * \alpha_{R,T}(t) * f_L * ind$$

$I_R(t)$ – референтное поступление (среднее поступление в с. Муслимово у взрослых); *общая (по с. Муслимово) неопределенность*

$\alpha_{(R,T)}(t)$ – поправка на возраст на момент поступления; *общая (по возрастным группам) неопределенность*

f_L – поправка на особенности поступления в разных населенных пунктах; *общая (по населенному пункту L) неопределенность*

ind – коэффициент индивидуализации (для тех, у кого есть индивидуальные измерения содержания ^{90}Sr в организме либо измерения у членов семьи); *необщая либо общая по хозяйству неопределенность.*

Принимая во внимание, что ряд параметров являются общими для групп людей (либо скоррелированы, либо получены из средне-групповых оценок), процесс Монте-Карло разбивался на модули так что реализации Монте-Карло параметров, которые являются общими, сохранялись для повторного использования. Для этого выделялись группы параметров с общими неопределенностями. Для каждой из них строилась функция

30.10.2025
Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

накопленной вероятности, отражающая уровень знаний об истинных, но неизвестных значениях. Из этих распределений генерировалась выборка альтернативных реализаций методом Монте-Карло. Эти альтернативные реализации общих параметров сохранялись в статической базе данных. Для генерации распределений параметров с общей неопределенностью, возмущаемых индивидуальными (не общими) неопределенностями, использовался латинский гиперкуб. В результате для каждого члена когорты облученного населения на Южном Урале было реконструировано 1500 вариантов накопления индивидуальных доз, что позволило оценить их неопределенности. В большинстве случаев (для внутреннего > 90%; для внешнего >70%) распределения индивидуальных реализаций доз наилучшим образом описывались логнормальной функцией.

У лиц, кто был облучен в обеих радиационных ситуациях дозы, сформированные при проживании на ВУРСе, были много ниже, чем таковые на р. Тече и не влияли на суммарную неопределенность. Во всей когорте средний коэффициент вариации, характеризующий неопределенность оценок доз, для КKM составил 1,56, а для желудка – 1,1. Очень большие неопределенности $CV > 5$ соответствуют обычно очень малым дозам (<0,1 мГр).

Сопоставление неопределенностей доз, полученных в различных исследованиях [1, 2, 3, 4, 5], таких, как для населения вблизи Семипалатинского полигона, дозы на щитовидную железу по измерениям у детей Беларуси и Украины (Чернобыльская авария) и дозы, полученные в настоящем исследовании, показывает, что наименьшие неопределенности характерны для облученных в узком возрастном диапазоне, где оценки доз были основаны на прямых измерениях йода в щитовидной железе. Наибольшие неопределенности соответствуют теоретическим оценкам доз, где превалируют общие неопределенности (Семипалатинск). Неопределенности доз населения Уральского региона занимают промежуточные значения, поскольку дозы для почти половины членов когорты индивидуализированы по местам и срокам проживания, удаленности от источника и измерениям радионуклидов в организме.

При анализе радиационных рисков наиболее выраженный эффект неопределенности доз наблюдается для лейкозов (дозы на КKM). Для солидных опухолей, где используются дозы на желудок, эффект общих неопределенностей минимальный. Это связано с тем, что сама величина неопределенностей доз на желудок меньше, так как на 40-70% они определяются внешним облучением. Кроме того, общие по местам проживания неопределенности доз внешнего облучения относятся к большому количеству разных населенных пунктов, что создает эффект стохастичности между НП. А Дозы на КKM на 80% определялись ^{90}Sr в костных тканях и неопределенность поступления, а также биокинетики радионуклидов была общей для всех членов когорты, за исключением тех, у кого были индивидуальные измерения (около 40% членов когорты).

Выводы

Неопределенности индивидуальных доз, выраженные в терминах относительной стандартной неопределенности (CV,%): для КKM - 160% (90% ДИ: 89–224%); для желудка и других мягких тканей - 110% (90% ДИ: 89–150%).

Неопределенности индивидуальных доз, выраженные в терминах GSD: для КKM - 2,93 (90% ДИ: 2,02–4,34); для желудка и других мягких тканей - 2,32 (90% ДИ: 1,78 – 2,9).

Большой вклад в суммарную неопределенность вносит общая компонента

Общая компонента существенно увеличивает неопределенность оценки риска. Однако, в текущих оценках риска нижняя граница 90% доверительного интервала остается больше 0 (риск достоверный).

ЛИТЕРАТУРА

1. Land CE, Kwon D, Hoffman FO, Moroz B, Drozdovitch V, Bouville A, et.al. Accounting for shared and unshared dosimetric uncertainties in the dose response for ultrasound-30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

detected thyroid nodules after exposure to radioactive fallout. Radiat Res. 2015; 183(2): 159-173. Epub 2015/01/09. doi: 10.1667/RR13794.1

2. Drozdovitch V, Chumak V, Kesminiene A, Ostroumova E, Bouville A. Doses for post-Chernobyl epidemiological studies: are they reliable? J Radiol Prot. 2016; 36(3):R36-R73. Epub 2016/07/29. doi: 10.1088/0952-4746/36/3/R36.

3. Likhtarov I, Kovgan L, Masiuk S, Talerko M, Chepurny M, Ivanova O, et al. Thyroid cancer study among Ukrainian children exposed to radiation after the Chornobyl accident: improved estimates of the thyroid doses to the cohort members. Health Phys. 2014; 106(3), 370–396. doi: 10.1097/HP.0b013e31829f3096

4. Napier BA, Eslinger PW, Tolstykh EI, Vorobiova MI, Tokareva EE, Akhramenko BN, et al. Calculations of individual doses for Techa River Cohort members exposed to atmospheric radioiodine from Mayak releases. J Environ Radioact. 2017; 178-179: 156–167. Epub 2017/08/ 23. doi:10.1016/j.jenvrad.2017.08.013

5. Shishkina EA, Napier BA, Preston DL, Degteva MO. Dose estimates and their uncertainties for use in epidemiological studies of radiation-exposed populations in the Russian Southern Urals. PLoS One. 2023 Aug 10;18(8):e0288479. doi: 10.1371/journal.pone.0288479

ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА И РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ В 2023 ГОДУ

В.В. Костерев¹, А.Г. Цовьянов², А.Г. Сивенков², В.Е. Журавлева²

¹ *Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”, Москва,
Российская Федерация*

² *ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Российская Федерация*

эл. почта: vkosterev@mephi.ru, atsovyan@mail.ru, Oanio34@yandex.ru,
vuraw@mail.ru

Единая государственная система контроля и учета индивидуальных доз облучения граждан (ЕСКИД) создана в целях реализации статьи 18 Федерального закона Российской Федерации от 9 января 1996 г. № 3-ФЗ “О радиационной безопасности населения”, а также во исполнение Постановления Правительства Российской Федерации от 16 июня 1997 г. № 718 “О порядке создания единой государственной системы контроля и учета индивидуальных доз облучения граждан”.

Исходным материалом для анализа служат поступившие в ФГБУ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России годовые формы федерального государственного статистического наблюдения, утвержденные постановлениями Федеральной службы государственной статистики Российской Федерации (Росстата) от 18.11.2005 г. № 84: № 1-ДОЗ “Сведения о дозах облучения лиц из персонала в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующих излучений”, № 3-ДОЗ “Сведения о дозах облучения пациентов при проведении рентгенорадиологических исследований” и № 4-ДОЗ “Сведения о дозах облучения населения за счет естественного и техногенно измененного фона”.

Радиационная обстановка на территориях, обслуживаемых ФМБА России, и дозы облучения населения за счет естественного и техногенно измененного радиационного фона

На указанных территориях контролируется содержание основных дозообразующих радионуклидов: Cs-137, Sr-90, I-131, Ra-226, а также альфа и бета-компоненты

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

радиоактивности в объектах внешней среды (воздух, вода). В таблице 1 в качестве примера представлены данные по объемной активности радионуклидов в воздухе санитарно-защитной зоны (СЗЗ) за 2023 год для некоторых из контролируемых территорий.

Таблица 1 - Средние уровни содержания радионуклидов в воздухе СЗЗ, (Бк/м³)

Территория	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr	¹³¹ I	²²⁶ Ra
г. Энергодар	4,50•10 ⁻³	Не проводилось	1,70•10 ⁻²	Не проводилось
г. Курчатов	6,50•10 ⁻⁹	Не проводилось	Не проводилось	Не проводилось
г. Балаково	2,00•10 ⁻⁷	Не проводилось	2,00•10 ⁻⁷	Не проводилось
г. Заречный	7,50•10 ⁻³	7,20•10 ⁻³	Не проводилось	Не обнаружен

Наибольшие зарегистрированные значения содержания контролируемых радионуклидов в воздухе СЗЗ не превышают 1 % допустимой объемной среднегодовой активности для персонала и населения [1], а в воздухе зон наблюдения не превышают 0,1 % допустимой объемной среднегодовой активности для населения.

В таблице 2 в качестве примера представлены данные по объемной активности радионуклидов в воде санитарно-защитной зоны за 2023год для некоторых из контролируемых территорий.

Таблица 2 - Средние уровни содержания радионуклидов в воде СЗЗ, (Бк/м³)

Территория	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr	¹³¹ I	²²⁶ Ra
г. Северодвинск	Не обнаружен	Не обнаружен	Не проводилось	Не проводилось
г. Обнинск	Не проводилось	Не обнаружен	Не обнаружен	Не проводилось
г. Балаково	1,20•10 ⁻²	Не проводилось	1,20•10 ⁻²	Не проводилось
г. Заречный	1,40•10 ⁻²	2,10•10 ⁻²	Не обнаружен	Не обнаружен

Значительных загрязнений водоемов радионуклидами на территориях, обслуживаемых ФМБА России, не зафиксировано. Наибольшие значения активности ¹³⁷Cs в водоёмах СЗЗ и зоны наблюдения (ЗН) зарегистрированы в г. Заозерск Мурманской области (3,00 Бк/кг), в г. Фокино Приморского края (3,50 Бк/кг) и в г. Северск Мурманской области (3,00 Бк/кг).

Анализ данных о средних и максимальных зарегистрированных уровнях содержания (Бк/кг) радионуклидов (¹³⁷Cs и ⁹⁰Sr) в пищевых продуктах, производимых в зоне наблюдения на территориях, обслуживаемых ФМБА России показывает, что содержание контролируемых радионуклидов в пищевых продуктах местного происхождения в большинстве случаев не превосходит уровня загрязнения радионуклидами пищевых продуктов, питьевой воды и воздуха, соответствующие пределу дозы техногенного населения 1 мЗв/год и квотам от этого предела [1]. Наибольшие уровни загрязнения радионуклидами пищевых продуктах, производимых в зоне наблюдения предприятий, зарегистрированы в городах Заозерск Мурманской области и в г. Сосновый Бор Ленинградской области: в картофеле 7,43 и 35,0 Бк/кг ¹³⁷Cs соответственно. Максимальное содержание ¹³⁷Cs в грибах лесных г. Озерск Челябинской области– 22,0 Бк/кг и в г. Северске Томской области 19,7 Бк/кг.

Анализ приведенных данных позволяет констатировать удовлетворительную, в целом, радиационную обстановку на территориях, обслуживаемых ФМБА России. Ни в одном из контролируемых регионов не наблюдалось превышения предельно допустимых уровней радиоактивного загрязнения воздуха и воды открытых водоемов в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Структура индивидуальных доз населения за счет естественного и техногенно измененного радиационного фона в 2023 году приведена в таблице 3 для нескольких населенных пунктов.

Таблица 3 - Структура индивидуальных доз населения (мЗв) за счет естественного и техногенно измененного радиационного фона в 2023 году

Населенный пункт	К-40	Космика	Внешнее	Радон	Вода	Пища	Сумм. доза
г. Краснокаменск	0,17	0,40	0,88	3,69	0,01	0,12	5,27
г. Зеленогорск	0,17	0,40	0,96	1,81	0,01	0,12	3,47
г. Сосновый Бор	0,17	0,40	1,10	1,44	0,01	0,12	3,24
г. Красноармейск	0,17	0,40	0,78	1,02	0,01	0,12	2,51
г. Полярные Зори	0,17	0,40	0,70	2,40	0,01	0,12	3,81
г. Саров	0,17	0,40	0,71	2,23	0,01	0,12	3,64
г. Заречный	0,17	0,40	0,46	2,95	0,01	0,12	4,11

Основной вклад в индивидуальную дозу дает радон, далее следует внешнее облучение, затем космическое облучение и К-40. Пища и вода дают наименьший вклад.

Анализ облучения персонала организаций на территориях, обслуживаемых ФМБА России

В таблице 4 приведены численность и средние дозы облучения персонала в организациях различного вида в 2023 г.

Таблица 4 - Численность и средние дозы облучения персонала в организациях различного вида в 2023 г.

Виды организаций	Число организаций, шт.	Группа персонала	Численность, чел.	Средняя доза, мЗв/год	Макс. доза, мЗв/год
Атомные электростанции	11	А	23479	1,08	16,89
		Б	5	0,02	0,10
Геологоразведочные и добывающие	6	А	3826	2,59	17,66
		Б	62	0,34	0,83
Медучреждения	275	А	3146	0,91	14,78
		Б	660	0,68	3,32
Научные и учебные	59	А	13806	0,93	19,49
		Б	1691	0,08	1,65
Промышленные	181	А	32680	1,47	19,96
		Б	5919	0,37	5,15
Прочие	73	А	5724	1,57	14,92
		Б	657	0,53	4,63
Прочие особо радиационноопасные	12	А	3395	1,21	19,44
		Б	756	0,11	0,72
Пункты захоронения	27	А	1510	1,32	17,16

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

РАО					
		Б	360	0,38	3,13
Таможенные	1	А	3	2,29	2,91
Всего	645	А	87569	1,30	19,96
		Б	10110	0,33	5,15
		А+Б	97679	1,20	25,11

Максимальная доза зафиксирована у персонала группы А промышленных организаций – 19,96 мЗв/год, минимальная доза персонала группы А зафиксирована в таможенных организациях – 2,91 мЗв/год. Соответственно, у персонала группы Б максимальная доза 5,15 мЗв/год у промышленных организаций, минимальная 0,1 мЗв/год у атомных электростанций. У персонала группы А максимальная средняя доза зафиксирована у геологоразведочных и добывающих предприятий – 2,59 мЗв/год, минимальная средняя доза у медучреждений – 0,91 мЗв/год. Соответственно, для персонала группы Б максимальная средняя доза 0,68 мЗв/год у медучреждений, минимальная средняя доза 0,02 мЗв/год у атомных электростанций. Средняя индивидуальная доза персонала группы А составила 1,30 мЗв/год, коллективная доза – 114,09 чел-Зв в год. Средняя индивидуальная доза персонала группы Б составила 0,33 мЗв/год, коллективная доза – 3,35 чел-Зв/год.

В таблице 5 приведено распределение численности персонала группы А по диапазонам индивидуальных годовых эффективных доз производственного облучения в 2023 году.

Таблица 5 - Численность и процент персонала группы А в диапазоне доз облучения, мЗв

	Персонал, получивший дозу в заданном диапазоне, мЗв						
	0-1	1-2	2-5	5-12.5	12.5-20	20-50	>50
Численность	55314	18069	9624	3816	746	0	0
%	63,2	20,6	11,0	4,4	0,8	0	0

В таблице 6 приведено распределение персонала группы А по диапазонам индивидуальных годовых эффективных доз производственного облучения в 2023 году.

Таблица 6 - Численность и процент персонала группы Б в диапазоне доз облучения, мЗв

	Персонал, получивший дозу в заданном диапазоне, мЗв						
	0-1	1-2	2-5	5-12.5	12.5-20	20-50	>50
Численность	9412	655	42	1	0	0	0
%	93,1	6,5	0,4	0	0	0	0

Основное количество персонала группы А – 55314 человек (63,2%) получило дозы облучения до 1 мЗв, от 1 до 2 мЗв – 18069 человек (20,6%), от 2 до 5 мЗв – 9624 человек (11%), дозы от 5 до 12,5 мЗв получили 3816 человек (4,4%), дозы от 12,5 до 20 мЗв получили 746 человек (0,8%). Для персонала группы Б в диапазоне 0-1 мЗв получили дозы 9412 человек – 93,1%.

В таблице 7 представлены данные по внешнему и внутреннему облучению на АЭС.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Таблица 7 - Внешнее и внутреннее облучение персонала АЭС

АЭС	Численность персонала, чел.	Число нулевых значений дозы	Среднее, мЗв	Стандартное отклонение, мЗв	Медиана, мЗв	Мода, мЗв
Балаковская	1649	970	0,34	1,08	0	0
Белоярская	3026	1352	1,47	3,03	0,02	0
Билибинская	677	0	3,24	4,13	1,10	0,01
Калининская	1972	1120	0,44	1,35	0	0
Кольская	1917	810	0,70	1,45	0,04	0
Курская	2945	147	1,45	2,13	0,76	0
Ленинградская	3303	607	1,59	2,95	0,49	0
Нововоронежская	1958	1010	0,55	1,48	0	0
ПАТЭС	478	171	0,27	0,48	0,09	0
Ростовская	2910	1981	0,34	0,95	0	0
Смоленская	2649	78	1,55	1,96	0,79	0
Всего	23484	8246	1,09	1,91	0,30	0

При анализе данных об индивидуальных годовых эффективных дозах внешнего и внутреннего облучения выявлено большое количество нулевых значений доз на атомных электростанциях (АЭС): Балаковская — 59%, Белоярская — 45%, Ростовская — 68%, Калининская — 57%, Нововоронежская — 52%. Медиана распределения доз для четырех АЭС равна нулю, соответственно, больше половины персонала на дозиметрическом контроле имеют нулевое значение дозы. Мода дозового распределения равна нулю для всех АЭС, кроме Билибинской. Среднее значение дозы для АЭС с реакторами ВВЭР значительно ниже чем для станций с другими реакторами. Минимальная средняя доза 0,27 мЗв – у ПАТЭС (плавающая атомная теплоэлектростанция).

Таблица 8 - Внешнее и внутреннее облучение персонала АЭС по типу реакторов

Тип реактора	Численность персонала, чел.	Число нулевых значений дозы	Среднее, мЗв	Стандартное отклонение, мЗв	Медиана, мЗв	Мода, мЗв
БН	3026	1352	1,47	3,03	0,02	0
ВВЭР	10406	5891	0,46	1,26	0	0
РБМК	8897	832	1,53	2,42	0,70	0
ЭГП	677	0	3,24	4,13	1,10	0,01
КЛТ	478	171	0,27	0,48	0,09	0
Все АЭС	23484	8246	1,39	2,26	0,38	0

Максимальное среднее значение 3,24 мЗв зарегистрировано на ЭГП (энергетический гетерогенный петлевой реактор), минимальное среднее 0,27 мЗв на КЛТ (корабельный реактор). Наибольшее медианное значение 1,10 мЗв зарегистрировано также на ЭГП, при этом наименьшее медианное значение 0 у реакторов ВВЭР, поскольку число нулевых значений больше половины.

ЛИТЕРАТУРА

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.

ОЦЕНКА ЭКОЛОГИЧЕСКОГО РАДИАЦИОННОГО РИСКА И ИНТЕГРАЛЬНОГО ПОКАЗАТЕЛЯ ЗАГРЯЗНЕНИЯ В ВОЗДУХЕ ПРИЗЕМНОГО СЛОЯ АТМОСФЕРЫ В ЗОНЕ НАБЛЮДЕНИЯ КУРСКОЙ АЭС

Е. Г. Богачева, И. И. Крышев, А. И. Крышев, О. Н. Полянская, А. А. Зубачева

ФГБУ «НПО «Тайфун», Обнинск, Россия

эл. почта: bogacheva@rpatyphoon.ru

В представленной работе рассмотрены результаты измерений объемной активности радионуклидов в приземном слое воздуха, полученные на постах контроля вокруг Курской АЭС и пунктах наблюдений сети радиационного мониторинга Росгидромета (г. Курчатов и г. Курск) с 2000 по 2023 годы [1].

Многолетняя динамика объемной активности ^{137}Cs в приземном слое воздуха в г. Курчатове и г. Курске (за исключением максимумов в марте-мае 2011 года в результате аварии на АЭС Фукусима и апреле 2020 года во время лесных пожаров центральной части РФ) по данным наблюдательной сети Росгидромета представлены на рис. 1.

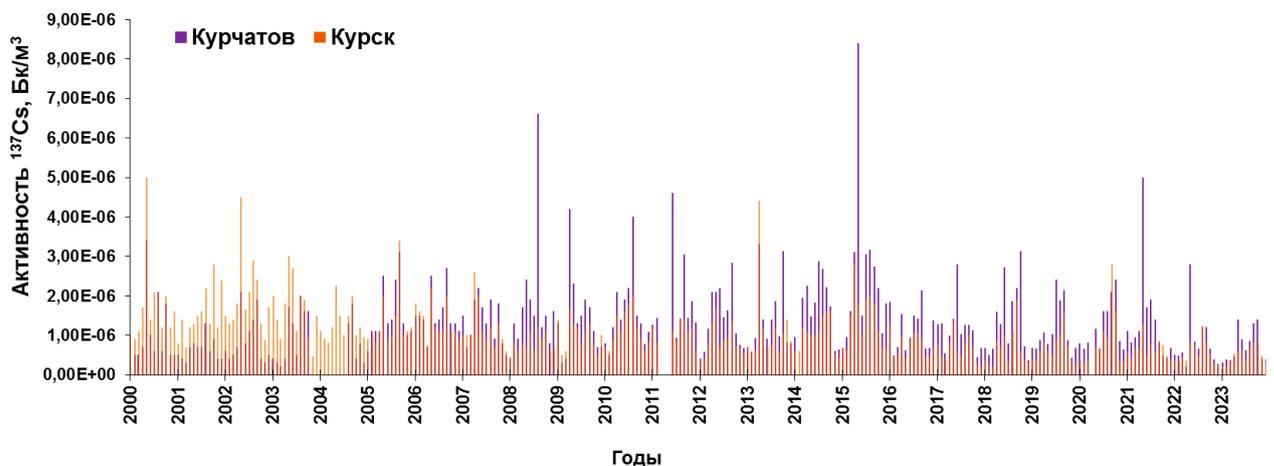


Рис. 1 - Среднемесячная объемная активность ^{137}Cs в воздухе г. Курчатова и г. Курска

По данным Росгидромета среднегодовые значения ^{137}Cs за рассматриваемый период в Курчатове были почти постоянными, в Курске снижались, за исключением максимумов 2011 года (в результате аварии на АЭС Фукусима в марте-мае), 2015 и 2020 годов (обусловлены лесными пожарами в центральной части РФ). Дополнительное загрязнение ^{137}Cs приземной атмосферы происходит за счет ветрового переноса с почв, подвергшихся загрязнению после аварии на Чернобыльской АЭС, вблизи которых расположен г. Курск.

Среднемесячная объемная активность ^{137}Cs в приземной атмосфере г. Курска изменялась от $2 \cdot 10^{-7}$ Бк/м³ до $5 \cdot 10^{-6}$ Бк/м³ и составляла в среднем за 24 года $1,1 \cdot 10^{-6}$ Бк/м³, в Курчатове – изменялась от $2 \cdot 10^{-7}$ Бк/м³ до $8,4 \cdot 10^{-6}$ Бк/м³ и составляла в среднем $1,3 \cdot 10^{-6}$ Бк/м³. Наблюдаются повышенные уровни ^{137}Cs в весенне-летний сезон при проведении посевных и уборочных сельскохозяйственных работ.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Измеренные среднемесячные значения ^{60}Co в воздухе за рассмотренный период варьировались от $2 \cdot 10^{-8}$ Бк/м³ до $2,5 \cdot 10^{-5}$ Бк/м³ при среднем значении $4,6 \cdot 10^{-7}$ Бк/м³ для г. Курска и от $7 \cdot 10^{-8}$ Бк/м³ до $7,7 \cdot 10^{-5}$ Бк/м³ при среднем значении $1,8 \cdot 10^{-6}$ Бк/м³ для г. Курчатова. В отдельных суточных и пятисуточных пробах с максимальными активностями ^{60}Co наблюдался широкий спектр различных техногенных радионуклидов (^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{95}Nb , ^{95}Zr , ^{58}Co , ^{51}Cr) в небольшом количестве при преобладающем направлении ветра со стороны Курской АЭС.

Проведенный корреляционный анализ показал слабую корреляцию между среднемесячными значениями объемной активности ^{137}Cs (коэффициент Пирсона $r=0,44$, уровень значимости $p<0,0001$) и ^{60}Co ($r=0,42$, $p<0,0001$) в приземном слое атмосферы Курчатова и Курска. Наиболее высокая корреляция между выбросами ^{60}Co из Курской АЭС и его объемной активностью в воздухе была в г. Курчатове ($r=0,4$, $p=0,003$), но она была слабая, как и для ^{137}Cs ($r=0,29$, $p=0,004$). В Курске связь выбросов Курской АЭС и объемной активности ^{137}Cs практически отсутствует ($r=0,25$, $p=0,012$), а связь между выбросами и объемной активностью ^{60}Co из-за меньшего по сравнению с Курчатовым количества случаев регистрации является статистически незначимой.

Проведена оценка загрязнения техногенными радионуклидами приземного слоя атмосферы в зоне наблюдения Курской АЭС с использованием интегрального показателя загрязнения и обобщенного показателя риска воздействия на биоту в соответствии с рекомендациями Росгидромета [2,3].

Результаты расчета ИПЗ техногенными радионуклидами приземного слоя в районе расположения Курской АЭС по данным постов контроля Курской АЭС и пункта наблюдений сети радиационного мониторинга Росгидромета (Курчатове) представлены в табл. 1.

Таблица 1 – Интегральный показатель загрязнения атмосферного воздуха в районе Курской АЭС

Участки территории	Годы наблюдений	Значение ИПЗ	Вклад в ИПЗ наиболее значимых нуклидов, %
ЗН	2000-2010	$4,5 \cdot 10^{-5}$	^{137}Cs 61, ^{60}Co 30
	2011-2017	$9 \cdot 10^{-5}$	^{137}Cs 60, ^{60}Co 18, ^{134}Cs 21
	2018-2020	$5,8 \cdot 10^{-5}$	^{95}Zr 38, ^{137}Cs 34, ^{60}Co 16
	2021-2023	$2,3 \cdot 10^{-5}$	^{137}Cs 61, ^{60}Co 30
Курчатове	2000-2003	$5,2 \cdot 10^{-6}$	^{137}Cs 52, ^{90}Sr 24, ^{60}Co 23,
	2004-2023	$6,7 \cdot 10^{-6}$	^{137}Cs 70, ^{60}Co 25

На рис. 2 показана динамика изменения ИПЗ в воздухе в районе расположения Курской АЭС.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

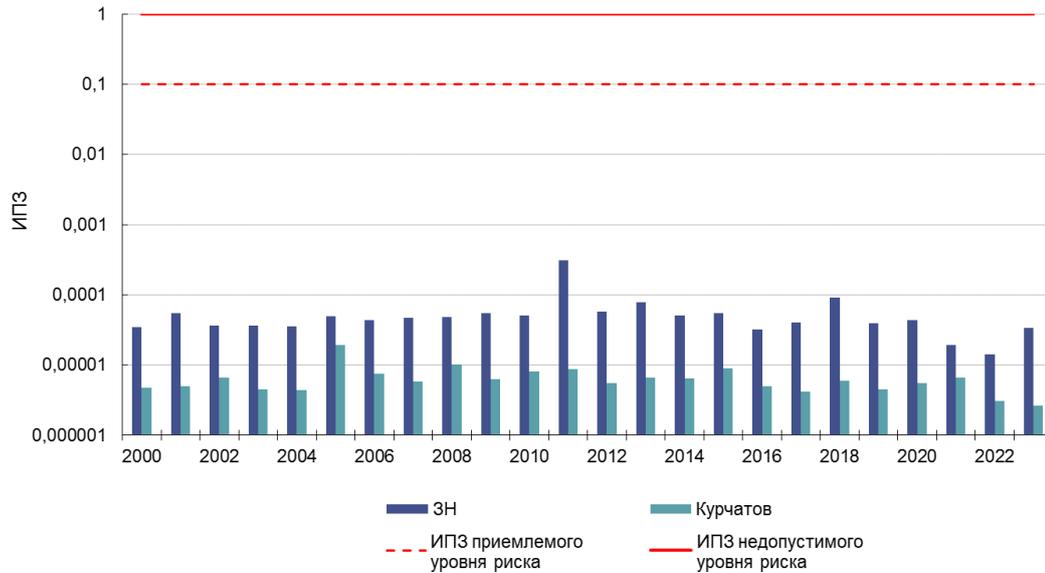


Рис. 2 - Динамика интегрального показателя загрязнения радионуклидов в воздухе зоны наблюдения Курской АЭС в 2000-2023 гг.

Полученные значения ИПЗ в пунктах ЗН были на 4 порядка, а в Курчатове – на 5 порядков ниже значений, соответствующих приемлемому экологическому риску. В 2011 г. ИПЗ в ЗН достиг максимума и составил $4,5 \cdot 10^{-4}$ за счет увеличившейся объемной активности изотопов Cs после аварии на АЭС Фукусима. Наибольший вклад в ИПЗ за весь рассматриваемый период, за исключением 2018-2020 гг. в ЗН, вносят ^{137}Cs и ^{60}Co . В 2018-2020 гг. вклад ^{95}Zr в ИПЗ в ЗН был наиболее высоким (38%).

В Курчатове в 2000-2003 гг. наряду с ^{137}Cs и ^{60}Co заметный вклад вносил ^{90}Sr (24%).

ОПР для ЗН при $A_{\text{пр}}=2$, $A_{\text{вр}}=3$ и $\text{ИРВ}_6=1$ составил 6, что характеризует незначительное воздействие Курской АЭС на загрязнение приземного слоя атмосферы техногенными радионуклидами, при котором не требуется проведения природоохранных мероприятий по обеспечению радиационной безопасности окружающей среды.

В результате оценки риска от загрязнения техногенными радионуклидами приземного слоя атмосферы в зоне наблюдения Курской АЭС за период 2000-2023 гг. выявлено, что значения интегрального показателя загрязнения (ИПЗ) значительно ниже 0,1, а значения обобщенного показателя риска (ОПР) менее 10, что означает отсутствие необходимости в проведении дополнительных природоохранных мероприятий. Основной вклад в ИПЗ атмосферного воздуха в ЗН вносят ^{137}Cs и ^{60}Co .

Значения объемной активности радионуклидов в воздухе, измеренные вблизи Курской АЭС, оказывают незначительное воздействие на окружающую среду.

ЛИТЕРАТУРА

1. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2000-2023 гг. Ежегодники. Обнинск: Типография ФГБУ «ВНИИГМИ-МЦД», 2001-2024 гг.

2. Рекомендации Р 52.18.923 – 2022. Порядок оценки риска от радиоактивного загрязнения окружающей среды по данным мониторинга радиационной обстановки. - Обнинск: ФГБУ «НПО «Тайфун», 2023. – 22 с.

3. Рекомендации Р 52.18.913-2021 Порядок расчета контрольных уровней содержания радионуклидов в атмосферном воздухе. Обнинск: ФГБУ «ВНИИГМИ-МЦД», 2021. – 56 с.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

РЕТРОСПЕКТИВНАЯ ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ ОТ ВЫБРОСА УГЛЕРОДА-14 БИЛИБИНСКОЙ АЭС

Е. И. Назаров

Институт промышленной экологии УрО РАН, Екатеринбург, Россия

эл. почта: nei@ecko.uran.ru

Углерод-14 – это низкоэнергетический бета-излучатель с периодом полураспада 5730 лет. Образуется как естественным, так и техногенным путем. В природе образуется в основном путем взаимодействия тепловых нейтронов с веществами атмосферы. Ежегодно образуется около $1,4 \cdot 10^6$ ГБк радиоуглерода, содержание в атмосфере оценивается в $1,4 \cdot 10^8$ ГБк, а основная активность сосредоточена в мировом океане – порядка 10^{10} ГБк [1].

Важным техногенным источником ^{14}C были испытания ядерного оружия. Всего в 50-е и 60-е года 20 века в атмосферу поступило около $2,2 \cdot 10^8$ ГБк ^{14}C [1]. В настоящее время основным антропогенным источником радиоуглерода являются объекты использования атомной энергии, главным образом, атомные станции. Количество ^{14}C , образующегося в ядерных реакторах, зависит от нескольких факторов, включая степень обогащения топлива, концентрацию примесей азота в топливе и конструкционных материалах, а также температуру тепловыделяющих сборок, теплоносителя и замедлителя.

Основными механизмами образования ^{14}C в ядерных энергетических реакторах являются (1 барн = 10^{-24} см²) [1]:

- а) реакция $^{14}\text{N} (n, p) ^{14}\text{C}$ с сечением захвата тепловых нейтронов – 1,82 барн;
- б) реакция $^{17}\text{O} (n, \alpha) ^{14}\text{C}$ с сечением 0,24 барн;
- в) реакция $^{13}\text{C} (n, \gamma) ^{14}\text{C}$ с сечением $0,9 \cdot 10^{-3}$ барн;
- г) тройное деление ядер топлива.

До 2015 года в Российской Федерации законодательно отсутствовали требования по контролю содержания радиоуглерода в выбросах объектов использования атомной энергии [2], в связи с чем количественные оценки воздействия данного радионуклида в ходе их эксплуатации практически не проводились. В течение этого периода были остановлены АМБ-100 и АМБ-200 (Белоярская АЭС), ВВЭР-210 (Нововоронежская АЭС), АМ-1 (Обнинская АЭС), при этом систематический контроль выбросов ^{14}C на этих установках не проводился.

В этой связи актуальной является ретроспективная оценка радиационного воздействия от выбросов радиоуглерода предприятиями атомной отрасли. Целью настоящей работы является такая оценка для Билибинской АЭС. Методология оценки основана на анализе содержания радиоуглерода в годичных кольцах деревьев и подробно описана в публикации [3]. Она предусматривает последовательное решение следующих задач:

1. Определение источника выброса радиоуглерода в окружающую среду. На Билибинской АЭС выброс газоаэрозольной смеси в атмосферный воздух происходит через две вентиляционные трубы высотой 40 м и диаметром устья 3 м.
2. Расчет метеорологического фактора разбавления (ФР), представляющего собой отношение среднегодовой объемной активности в приземном слое воздуха к среднегодовой мощности выброса в атмосферу.
3. Определение участка местности с наибольшим ожидаемым накоплением техногенного радиоуглерода в растительности по максимальному значению ФР.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

4. Отбор образцов годовичных колец древесины осуществляется на исследуемом участке посредством бурения кернов буровом Пресслера на высоте 1,5 м от поверхности земли, не менее 10 кернов.

5. Пробоподготовка и измерение годовичных колец древесины. Отобранные древесные керны механически разделялись по годовичным кольцам. Годичные кольца одного возраста, полученные с разных особей, объединялись в одну пробу, соответствующую определённому году. В процессе пробоподготовки из годовичных колец химическим способом выделялась целлюлоза, которая затем подвергалась полному сжиганию и превращению в графитоподобный углерод на абсорбционно-каталитической установке, предназначенной для получения мишеней для ускорительного масс-спектрометра.

6. Анализ полученных результатов. Ретроспективная оценка выброса и годовых эффективных доз им обусловленных.

На рисунке 1 представлены данные о содержании углерода-14 в годовичных кольцах деревьев, произрастающих в районе Билибинской АЭС. В качестве фонового значения использовалась концентрация ^{14}C в атмосфере, измеренная на 23 наблюдательных станциях [3].

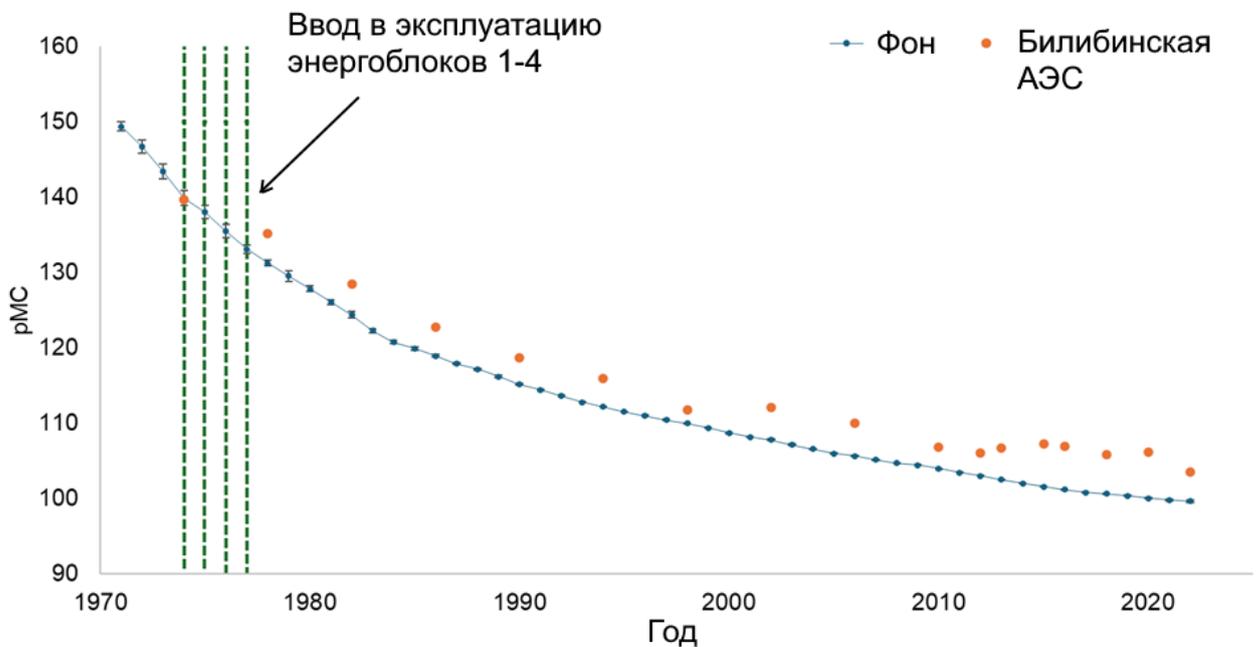


Рис. 1 - Концентрация ^{14}C в годовичных кольцах в окрестности Билибинской АЭС

Вычисление разницы между измеренным содержанием ^{14}C в годовичных кольцах и фоновой концентрацией позволило оценить вклад эксплуатации Билибинской АЭС. С учетом этой разницы, рассчитанного фактора разбавления и поправки на вегетационный период, были оценены годовые выбросы радиоуглерода за период с 1974 по 2022 гг. Эти выбросы варьировались от $4,1 \cdot 10^{11}$ до $1,5 \cdot 10^{12}$ Бк, что согласуется с ранее опубликованными данными [4]. Оценка годовых эффективных доз для населения была выполнена с использованием модели, рекомендованной МАГАТЭ [5]. Рассчитанные годовые эффективные дозы от выбросов радиоуглерода составили от 1,42 до 4,41 мкЗв, что не превышает минимально значимые 10 мкЗв.

ЛИТЕРАТУРА

1. Management of waste containing tritium and carbon-14. Technical Reports Series №421, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004 – 109 p.

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

2. Перечень загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды: распоряжение Правительства РФ от 08.07.2015 N 1316-р, Москва, 2015.

3. Назаров, Е. И. Методология ретроспективной оценки радиационного воздействия от выброса углерода-14 на примере Билибинской АЭС // Траектория исследований – человек, природа, технологии. – 2025. – № 2(14). – С. 2–14.

4. Оценка дозы облучения населения от выброса ^{14}C АЭС с РБМК-1000 и ЭГП-6 / А. И. Крышев, И. И. Крышев, М. Е. Васянович [и др.] // Атомная энергия. – 2020. – Т. 128, № 1. – С. 46-52.

5. Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment. Saf. Rep. Ser. № 19, Vienna, 2001 – 216 p.

ОЦЕНКА РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ВЫБРОСОВ ^{131}I НА РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОМ ПРОИЗВОДСТВЕ

А. А. Бурякова, А. И. Крышев

ФГБУ «Научно-производственное объединение «Тайфун», Обнинск, Россия

эл. почта: buryakova@rpatyphoon.ru, ecomod@yandex.ru

В настоящее время динамично развивается ядерная медицина, для диагностики и лечения различных заболеваний разрабатываются и применяются радионуклидные фармацевтические препараты (РФП). Одним из ведущих производителей РФП в России является АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» (г. Обнинск). Побочным продуктом производства наиболее востребованного изотопа молибдена-99 (^{99}Mo), используемого для генераторов технеция-99m ($^{99\text{m}}\text{Tc}$), является йод-131 (^{131}I) – радионуклид, обладающий высокой летучестью, миграционной способностью и биологической доступностью.

При эксплуатации ядерного реактора ВВР-ц НИФХИ осуществляются регламентированные выбросы ^{131}I в атмосферу. Высокая мобильность этого радионуклида в окружающей среде и его способность концентрироваться в щитовидной железе живых организмов обуславливают актуальность оценки его радиационного воздействия как на человека, так и на биоту в условиях штатной деятельности предприятия.

На примере НИФХИ выявлены случаи повышенного содержания ^{131}I в приземном воздухе в период 2015-2022 гг. что подтверждается данными радиационного мониторинга [1] и исследованиями [2, 3]. Согласно данным многолетнего мониторинга радиационной обстановки г. Обнинска, в период с 2014 г. до 2018 г. наблюдалось увеличение среднегодовой объемной активности ^{131}I (сумма атмосферных аэрозолей и молекулярной фракции) с пиками в 2015 г. и 2018 г., а также увеличение случаев появления радионуклида в приземном слое атмосферного воздуха города [4]. На рис. 1 показана динамика годового выброса ^{131}I НИФХИ в атмосферный воздух (2014-2022 гг.) по данным штатного радиационного контроля НИФХИ с соответствующими величинами допустимых выбросов (ДВ) и предельно допустимых выбросов (ПДВ).

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

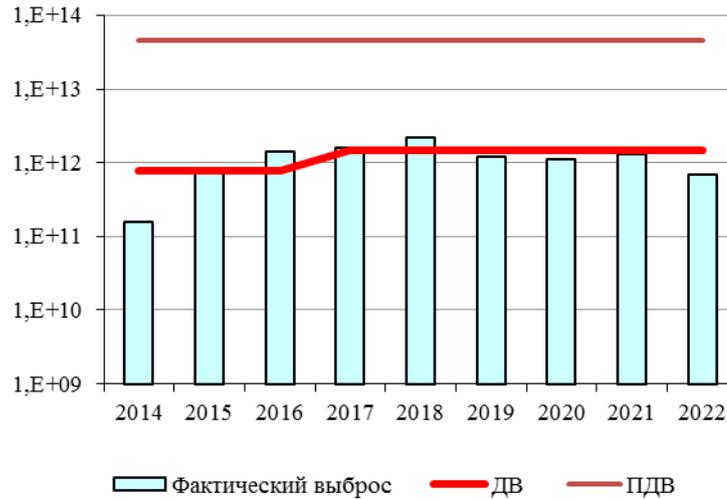


Рис. 1 – Динамика среднегодового выброса ^{131}I (2014-2022 гг.) относительно допустимого выброса (ДВ) и предельно допустимого выброса (ПДВ), Бк/год

Для моделирования рассеяния выброса ^{131}I применена классическая гауссова модель переноса и рассеяния примеси из вентиляционной трубы, учитывающая параметры выбросов и метеоусловия. На основе многолетних метеорологических данных был рассчитан среднегодовой фактор метеорологического разбавления и определена критическая точка местности – точка с максимальной расчетной приземной концентрацией ^{131}I (расположена в 1,9 км к северо-востоку от источника выброса). В расчетах учитывалось соотношение молекулярной и аэрозольной фракций ^{131}I в приземном воздухе, что позволило точнее оценить процессы сухого осаждения и дозообразования. Модельные оценки позволили оценить динамику концентрации изотопа йода в окрестностях предприятия [5] и сформулировать критический и реалистичный сценарии потенциального воздействия ^{131}I на человека и биоту.

Модельные расчеты показали, что максимальные уровни среднегодовой объемной активности наблюдались в 2018 году: в критической точке местности активность достигала 2,6 МБк/м³ для молекулярной и 1,0 МБк/м³ для аэрозольной формы. В г. Обнинске среднегодовые объемные активности были в 1,6 раза ниже. Корректность модельных расчетов была подтверждена путем сопоставления с данными многолетнего радиационного мониторинга, проводимого НПО «Тайфун» в г. Обнинске. Статистический анализ показал отсутствие достоверных различий между расчетными и измеренными значениями среднегодовой объемной активности ^{131}I , что позволило использовать результаты модельных расчетов для дозовых оценок.

Для населения были разработаны следующие сценарии:

Сценарий 1 (консервативный): предусматривает постоянное проживание и ведение сельского хозяйства в критической точке местности с потреблением всей местной продукции (включая мясо-молочную);

Сценарий 2 (реалистичный): проживание в г. Обнинске с частичным пребыванием на дачном участке в СНТ «Медик» и потреблением выращенных там овощей и фруктов.

Для биоты оценка проводилась для референтных организмов наземной экосистемы (дождевой червь, мышь, лось, пчела, трава, сосна) по двум сценариям:

Сценарий 1 (консервативный): постоянное обитание в пределах критической точки местности – точке с максимальной определенной концентрацией ^{131}I в приземном слое атмосферы.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Сценарий 2 (реалистичный): предусматривает обитание в лесном массиве приблизительно в 700 м к северо-востоку от источника выброса НИФХИ.

В расчетах учитывается время пребывания организмов в среде обитания: наземные организмы (дождевой червь в почве, лось на поверхности) – постоянное (100%); мелкие млекопитающие – частично в почве, частично на поверхности (по 50%); пчела – частично при отсутствии травы на поверхности почвы, частично в воздухе, трава и сосна – как в почве, так и на поверхности.

Расчетные годовые эффективные дозы облучения взрослого населения за период 2015-2022 гг. составили: по сценарию 1 (консервативный): 1,1 – 3,6 мкЗв/год, по сценарию 2 (реалистичный): 0,4 – 1,3 мкЗв/год (рис. 2). Все полученные значения составляют менее 1,2% от установленной для НИФХИ дозовой квоты для населения в 300 мкЗв/год.



Рис. 2 – Расчетные оценки дозовой нагрузки на население от выброса ^{131}I в районе расположения НИФХИ в 2015-2022 гг., мкЗв/год

Преобладающий вклад (74-92%) в дозовую нагрузку вносила молекулярная форма ^{131}I . Вклад аэрозольной формы варьировал от 8% до 26%, и ее учет предотвращает занижение оценки дозы в 1,3 раза. В структуре дозы для реалистичных сценариев преобладало внутреннее облучение (58-80%), в основном за счет потребления местной растительной продукции (овощи – до 89%) и ингаляции.

Мощность дозы облучения для референтных объектов биоты была следующей: по сценарию 1 (критический): от $1,2 \cdot 10^{-4}$ (пчела, 2022 г.) до $2,4 \cdot 10^{-3}$ мкГр/сут (дождевой червь, 2018 г.); по сценарию 2 (реалистичный): от $1,0 \cdot 10^{-4}$ (пчела, 2022 г.) до $2,0 \cdot 10^{-3}$ мкГр/сут (дождевой червь, 2018 г.) (рис. 3). Наиболее уязвимый к облучению организм – дождевой червь ($6,1 \cdot 10^{-4}$ – $2,4 \cdot 10^{-3}$ мкГр/сут). Расчетные оценки [6] были уточнены и откорректированы.

Все рассчитанные мощности дозы на семь-восемь порядков величины ниже предельно допустимых радиационных нагрузок (ПДРН), установленных МКРЗ для

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

защиты биоты [7-9]. Вклад молекулярной формы ^{131}I в дозу для биоты составил в среднем 69%, а учет аэрозольной формы предотвращает занижение оценки в 1,2-1,4 раза [6].

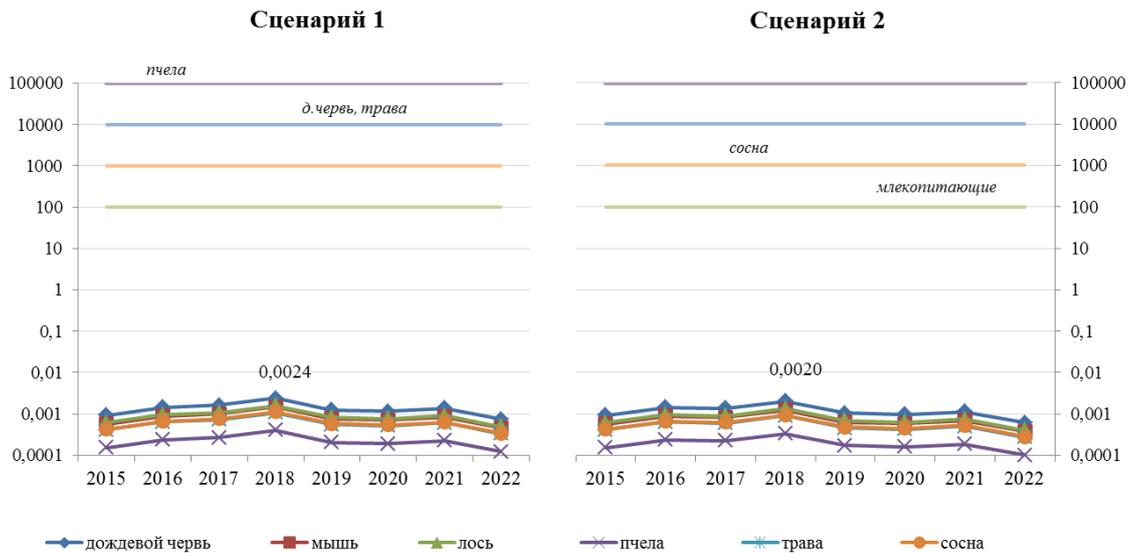


Рис. 3 – Мощности дозы облучения биоты для сценария 1 и сценария 2 относительно уровней ПДРН, мкГр/сут. Верхние прямые линии – величины предельно допустимой радиационной нагрузки для соответствующих объектов биоты

В соответствии с руководством по безопасности [10] получены оценки доз облучения для случаев кратковременных повышенных выбросов: максимальная среднесуточная доза облучения наблюдалась 3-4 октября 2018 г. и составила для взрослого человека 1,37 мкЗв/сут (сценарий 1) и 1,15 мкЗв/сут (сценарий 2), для биоты изменялась в пределах $(0,4-2,4) \cdot 10^{-3}$ мкГр/сут. Это позволяет сделать вывод о том, что даже в условиях кратковременных повышенных выбросов дозы облучения оставались на уровнях, не приводящих к превышению установленных нормативов. Однако случаи обнаружения таких концентраций радиойода в атмосфере на регулярной основе привели бы к превышению предела дозы облучения в районе расположения предприятия.

Таким образом, в рамках данной работы была проведена комплексная оценка радиационного воздействия выбросов ^{131}I радиофармацевтического предприятия на население и биоту. Ключевыми особенностями подхода являлись учет химических форм радионуклида, определение критической точки местности, верификация модели и использование реалистичных сценариев облучения. Полученные результаты свидетельствуют о том, что штатные выбросы АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» не оказывают значимого влияния на экосистему и человека даже при максимальных наблюдаемых концентрациях ^{131}I в приземном воздухе. Годовые дозы для населения составляют доли процента от дозовой квоты, а мощности доз для биоты на семь-восемь порядков ниже пороговых значений предельно допустимой радиационной нагрузки. Риск радиационного воздействия от производственной деятельности НИФХИ на население и окружающие экосистемы является пренебрежимо малым.

Предложенный комплексный подход к оценке радиационного воздействия применим не только к аналогичным радиофармпредприятиям, но и к любым объектам, в выбросах которых присутствует ^{131}I .

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ЛИТЕРАТУРА

1. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2022 году. Ежегодник. Обнинск: ФГБУ «НПО «Тайфун», Росгидромет, 2023. 346 с.
2. Агеева Н.В., Ким В.М., Васильева К.И., и др. Многолетние наблюдения за содержанием ^{131}I в приземном слое атмосферы г. Обнинска Калужской области // Радиация и риск. 2015. №1 (Т 24). С.96-107.
3. Masson, O., Steinhäuser, G., Wershofen, H., et.al. Potential source apportionment and meteorological conditions involved in airborne ^{131}I detections in January/February 2017 in Europe. Environmental Science & Technology. 2018. V.52.P. 8488-8500.
4. Бурякова А.А., Булгаков В.Г., Крышев А.И., Каткова М.Н. Оценка распространения ^{131}I в окружающей среде и доз облучения населения Обнинска и его окрестностей от выбросов АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» // Радиация и риск. – 2021. – Т. 30. – № 3. – с.103-111. DOI: 10.21870/0131-3878-2021-30-3-103-111
5. Крышев А.И., Булгаков В.Г., Каткова М.Н., Полянская О.Н., Бурякова А.А. Использование результатов радиационного мониторинга окружающей среды для контроля источника выбросов йода-131 предприятием // Радиационная гигиена. 2023. №2 (Т 16). С.44-51.
6. Бурякова А.А., Крышев А.И., Удалова А.А. Оценка дозы облучения биоты и человека при выбросе йода-131 радиофармацевтическим производством // Радиационная биология. Радиоэкология. – 2024. – Т. 64. – № 5. – С. 549-557. DOI: 10.31857/S0869803124020093.
7. ICRP Publication 108. Environmental Protection: the Concept and Use of Reference Animals and Plants. Annals ICRP. 2009. 251 p.
8. ICRP Publication 124. Protection of the environment under different exposure situations // Ann. ICRP. 2014. V. 43(1). P. 1-58.
9. Рекомендации Р 52.18.923-2022. Порядок оценки риска от радиоактивного загрязнения окружающей среды по данным мониторинга радиационной обстановки. Обнинск, 2022. 28 с.
10. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы оценки и прогнозирования радиационных последствий аварий на объектах ядерного топливного цикла» (РБ-134-17). Москва, 2017. 40 с.

**РЕШЕНИЕ ЗАДАЧ ОПТИМИЗАЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ С
ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ БАЗЫ ДАННЫХ ИНДИВИДУАЛЬНОГО
ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ**

А. Ф. Михайлова^{1,2}, О. Л. Ташлыков¹

¹ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б. Н. Ельцина», Екатеринбург,
Россия

²Акционерное общество «Институт реакторных материалов», Заречный, Свердловская
область, Россия

эл.почта: mikhailova.a.f@mail.ru

В 2007 г. Международная комиссия по радиологической защите (далее – МКРЗ) выпустила рекомендации (Публикация 103) [1], объединяющие и дополняющие предыдущие. Рекомендации вновь указывают и дополнительно усиливают значимость

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

оптимизации радиационной защиты. Система радиологической защиты, формируемая Рекомендациями МКРЗ, направлена на управление источником излучения. В основе системы радиологической защиты лежат три основных принципа - обоснования, нормирования и оптимизации. Вопрос оптимизации радиационной защиты персонала особенно актуален ввиду следующих причин:

1) АО «Росатом Наука» утвердил План мероприятий по достижению индикаторов состояния безопасности на период до 2030 года в организациях, отнесенных к контуру управления АО «Росатом Наука». Целевыми показателями индикаторов состояния радиационной безопасности в АО «ИРМ» являются:

- снижение средней эффективной дозы облучения персонала группы А до значения не более 3,18 мЗв/год;

- снижение количества лиц с годовой эффективной дозой облучения в диапазоне от 5 мЗв до 20 мЗв до 20,57 % от общей численности персонала группы А.

2) В 2024 году утверждено Руководство Р ФМБА России 2.6.5.001-2024 «Гигиенические критерии для установления контрольных уровней параметров радиационной обстановки и доз облучения персонала» [2], согласно которому при установлении контрольных уровней радиационных параметров необходимо:

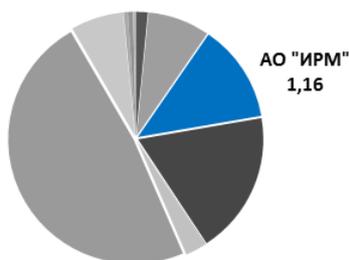
- соблюдать достигнутый уровень радиационного воздействия;
- учитывать неопределенности результатов измерений радиационных параметров.

Предварительная оценка величины контрольного уровня в АО «ИРМ» в соответствии с Руководством предполагает установление контрольного уровня эффективной годовой дозы персонала группы А равной 15,24 мЗв. При этом действующий контрольный уровень эффективной годовой дозы персонала группы А, установленный в АО «ИРМ», составляет 16 мЗв (и 19,5 мЗв для выделенной группы персонала группы А).

При этом существует множество направлений оптимизации: маршрутизация, экранирование, оптимизация состава радиационно защитного материала, перестановки, рисковый подход. Многие из них рассматривались в различных публикациях, а некоторые использовались при реализации принципа оптимизации радиационной защиты персонала в АО «ИРМ» [3].

По данным индивидуального дозиметрического контроля в 2024 году коллективные и средние годовые дозы персонала группы А АО «ИРМ» значительно влияют на соответствующие показатели дивизиона АО «Росатом Наука» (Рис. 1). При этом за последние 10 лет величина средней годовой дозы персонала АО «ИРМ» незначительно изменялась (Рис. 2). Доля персонала группы А АО «ИРМ», чьи дозы находятся в диапазоне от 5 мЗв до 20 мЗв в 2024 году составила 22,86 %.

Коллективные дозы организаций в контуре АО "Росатом Наука", чел.-Зв



Средние годовые дозы организаций в контуре АО "Росатом Наука", мЗв

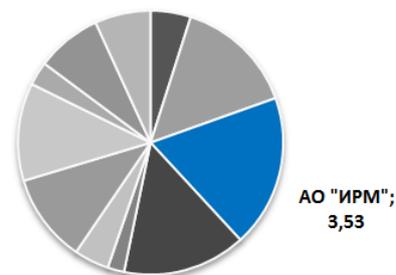


Рис. 1 - Коллективные и средние годовые дозы персонала группы А АО «ИРМ» в контуре АО «Росатом Наука» в 2024 году

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

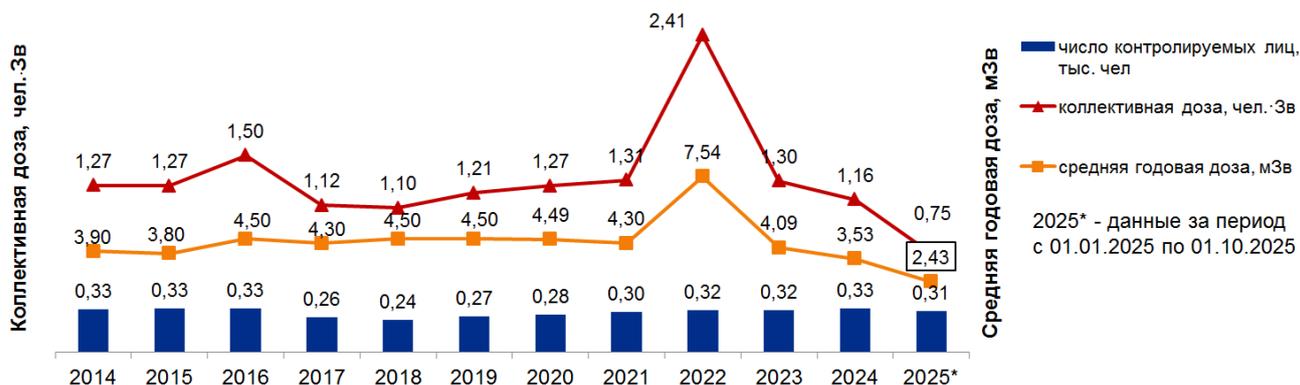


Рис. 2 - Коллективные и средние годовые дозы персонала группы А АО «ИРМ»

2024 год продемонстрировал, что АО «ИРМ» имеет потенциал к снижению показателей состояния радиационной безопасности – средняя годовая доза персонала группы А АО «ИРМ» снизилась до 3,53 мЗв (Рис. 2.). Снижение данного показателя состояния радиационной безопасности обусловлено активной работой по реализации принципа оптимизации радиационной защиты:

- введена новая штатная единица – инженер по дозиметрическому контролю, в чьи должностные обязанности входит задача по реализации принципа оптимизации радиационной защиты персонала;

- началась активная работа с руководителями подразделений АО «ИРМ» по реализации принципа оптимизации радиационной защиты персонала;

- реализован ряд организационных и технических мероприятий направленных на по улучшение условий труда при производстве работ с источниками ионизирующего излучения, повышение уровня радиационной безопасности, снижение уровня облучения персонала и количества облучаемых лиц.

Методические указания МУ 2.6.5.054-2017 «Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий ГК «Росатом»», утвержденные в 2017 году, подчеркивают важность создания и ведения базы данных для оптимизации, которая служит не только для накопления дозиметрических данных, но и содержит информацию о выполненных конкретных мероприятиях и позволяет проводить оценку эффективности реализованных мероприятий по оптимизации радиационной защиты персонала [4].

В 1998 г. в соответствии с «Планом мероприятий по переходу на НРБ-96 в СФНИКИЭТ» началась разработка программного обеспечения (ПО) «База данных по ИДК» для автоматизации учета доз облучения персонала и оперативного получения информации по дозам облучения руководителями подразделений с целью анализа дозовых нагрузок и планирования работ. База данных индивидуального дозиметрического контроля (далее – БД ИДК) была введена в эксплуатацию 1 декабря 1999 г. За время работы в нее вносились изменения, расширились ее содержание и функционал (например, введен контроль объемных активностей радионуклидов в воздухе). Данная БД ИДК соответствует требованиям МУ 2.6.5.028-2016 «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования» [5], но на сегодняшний день устарела, не соответствует требованиям действующих нормативных документов (отсутствует функционал по оптимизации радиационной защиты, возможность полного и пооперационного анализа доз, недоступность данной информации руководителям подразделений).

Работа по модернизации БД ИДК в АО «ИРМ» началась в 2019 году [6]. Концепция новой БД ИДК решала проблемы действующей системы индивидуального

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

дозиметрического контроля, но не касалась задач оптимизации радиационной защиты персонала.

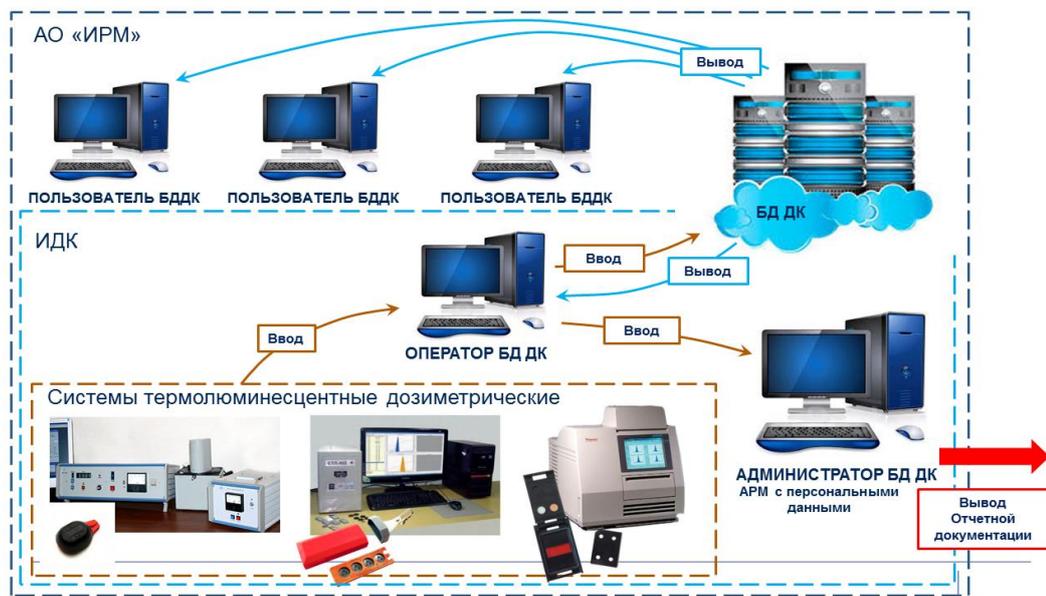


Рис. 3 - Схема построения системы автоматизированного сбора, хранения и обработки данных индивидуального дозиметрического контроля

Концепция для модернизации БД ИДК АО «ИРМ» находится на стадии разработки, формируется на основании анализа данных, который проводится сейчас «вручную» при анализе работ с источниками ионизирующего излучения и реализации принципа оптимизации радиационной защиты персонала в АО «ИРМ», а также на основании анализа существующих БД ИДК на предприятиях ГК «Росатом».

В настоящий момент выделен ряд функций, которые должна выполнять БД ИДК АО «ИРМ» после ее модернизации:

- структурирование сведений (пооперационные данные) по дозовым нагрузкам при выполнении конкретных видов работ повышенной радиационной опасности;
- возможности оперативного контроля за накопленными дозами персонала при выполнении работ повышенной радиационной опасности со стороны руководителя работ;
- разработка «инструмента» для анализа дозовых нагрузок;
- разработка централизованной системы планирования дозовых нагрузок на персонал и мониторинга соблюдения планируемых доз;
- включение функции «выборка лиц из числа персонала, для которого требуется первоочередная оптимизация дозовых нагрузок»;
- включение функции «выборка лиц с повышенными индивидуальными рисками из числа персонала»;
- автоматизированный сбор и накопление данных о радиационной обстановке;
- оценка эффективности мероприятий по управлению радиационными параметрами (перестановка, экранирование, дезактивация);
- оценка дозозатрат при планировании новых «уникальных» работ.

Модернизация БД ИДК АО «ИРМ» позволит существенно упростить и ускорить анализ данных дозиметрического контроля и обеспечить эффективность реализации одного из основных принципов радиационной безопасности – принципа оптимизации. Эффективное решение задач оптимизации радиационной защиты персонала является важным направлением обеспечения безопасности персонала АО «ИРМ».

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ЛИТЕРАТУРА

1. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP publication 103 // Annals of the ICRP. 2007. V. 37. № 2-4.
2. Руководство Р ФМБА России 2.6.5.001-2024 Гигиенические критерии для установления контрольных уровней параметров радиационной обстановки и доз облучения персонала. М., 2024.
3. Mikhailova A.F., Tashlykov O.L. The ways of implementation of the optimization principle in the personnel radiological protection // Physics of atomic nuclei. 2020, №12, p. 1718-1726.
4. МУ 2.6.5.054-2017 Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий Госкорпорации «Росатом». Методические указания. М, 2017. / Информационно-справочная система «Консультант-Плюс».
5. МУ 2.6.5.028-2016 Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования. М., 2016. / Информационно-справочная система «Консультант-Плюс».
6. Михайлова А.Ф., Ташлыков О.Л. Совершенствование системы автоматизированного сбора, хранения и обработки данных индивидуального дозиметрического контроля персонала АО «ИРМ» // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы. 2019. Вып. 5(101). С. 64-73.

РАЗРАБОТКА СЕРИИ ОТЕЧЕСТВЕННЫХ ЖИДКОСЦИНТИЛЛЯЦИОННЫХ КОКТЕЙЛЕЙ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ «МЯГКИХ» БЕТА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ

Е. В. Федунова¹, А. В. Михайлов¹, Н. А. Еремина², С. Н. Лукашенко¹,
А. В. Томсон¹

¹НИЦ «Курчатовский институт» – ВНИИРАЭ, Обнинск, Россия

²ФМБЦ им.А. И. Бурназяна, Москва, Россия

эл. почта: fedunovak7@gmail.com

Одним из наиболее распространенных методов определения «мягких» бета-излучающих радионуклидов является метод жидкосцинтилляционной спектрометрии (ЖС) с использованием жидкосцинтилляционного коктейля (ЖСК), представляющего собой смесь специфических химических веществ, имеющих способность преобразовывать энергию высокоэнергетичных частиц, испускаемых ядрами радиоактивных элементов, во вспышки света, которые затем регистрируются прибором (ЖС-спектрометром).

До определенного времени в России использовались жидкостно-сцинтилляционные коктейли фирмы PerkinElmer, а также некоторых других фирм, но на данный момент их импорт затруднен. Таким образом, необходима разработка и модернизация отечественной версии жидкостно-сцинтилляционного коктейля из реагентов, доступных на российском рынке.

На данный момент во ВНИИРАЭ разработан и используется жидкостно-сцинтилляционный коктейль под названием «ЛИРА-1». На данную рецептуру получен соответствующий патент, а также необходимые легитимизирующие документы. Данный жидкостно-сцинтилляционный коктейль успешно используется во ВНИИРАЭ в течение 30.10.2025

*Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»
Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности*

последних пяти лет. ЖСК «ЛИРА-1» имеет следующие характеристики: рабочий диапазон температур от 18 до 25 градусов, максимальное соотношение «водной пробы/ЖСК» - 0,44 и по световому выходу уступает ЖСК Ultima Gold на 30%. Важным достоинством ЖСК «ЛИРА-1» является его относительно невысокая цена и широкая доступность входящих в него компонентов. Недостатками ЖСК «ЛИРА-1» является чувствительность физического состояния аналитических образцов к температуре, высокая летучесть некоторых компонентов ЖСК.

С целью улучшения характеристик ЖСК «ЛИРА-1» проведены определенные исследовательские работы, результатом которых стала новая рецептура коктейля под названием «Лири-1М». «Лири-1М» имеет следующие характеристики: рабочий температурный диапазон от 5 до 35 градусов, максимальное соотношение «водная проба/ЖСК» до 0,9 и по световому выходу данный состав не уступает ЖСК Ultima Gold. Недостатками ЖСК «Лири-1М» являются более высокая стоимость в сравнении с ЖСК «Лири-1» и меньшая доступность его компонентов.

Для определения С-14 разработана и апробирована рецептура коктейля-абсорбента углекислого газа на основе органических аминов, обладающая емкостью до 4 г СО₂ на 20 мл коктейля. Разработана рецептура ЖСК совместимого с составом коктейля-абсорбента.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ МАССОПЕРЕНОСА ЦЕЗИЯ И ЙОДА В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ

Н. Е. Дубенков, Г. А. Хачересов

АО «НИКИЭТ», Москва, Россия

эл. почта: dubenkove@nikiet.ru

Изотопы цезия и йода являются одними из наиболее значимых радионуклидов, расчетную оценку массопереноса которых необходимо проводить при обосновании радиационной безопасности энергоблоков с реакторными установками (РУ). Для проведения данной оценки необходимо иметь информацию о скоростях перехода в средах РУ, которые условно в рамках данной задачи можно назвать «расчетными зонами».

Целью данного экспериментального исследования являлось определение параметров массопереноса цезия и йода в свинце в условиях, приближенном к проектным условиям нормальной эксплуатации свинцового теплоносителя в РУ БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200. Определение этих параметров позволяет оценить активность радионуклидов в свинцовом теплоносителе и газовой полости РУ с помощью системы уравнений

$$\begin{cases} \frac{dN_i^{\text{TH}}(t)}{dt} = Q_i^{\text{TH-сум}} - N_i^{\text{TH}}(t) \cdot (\lambda_i + \vartheta_i^{\text{TH}} + S_i^{\text{TH}}) \\ \frac{dN_i^{\text{TP}}(t)}{dt} = \vartheta_i^{\text{TH}} \cdot N_i^{\text{TH}}(t) - N_i^{\text{TP}}(t) \cdot (\lambda_i + S_i^{\text{TP}}) \\ N_i^{\text{TH}}(0) = 0, N_i^{\text{TP}}(0) = 0 \end{cases}, \quad (1)$$

где N_i^{TH} и N_i^{TP} – количество радионуклида в газовой полости и свинцовом теплоносителе;

$Q_i^{\text{TH-сум}}$ – скорость поступления радионуклида в свинцовом теплоносителе (например, из негерметичного ТВЭЛа), 1/с;

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

λ_i – постоянная распада, 1/с;
 $\vartheta_i^{\text{ТН}}$ – скорость поступления из свинцового теплоносителя в газовую полость, 1/с;
 $S_i^{\text{ТН}}$ – остальные утечки радионуклида из свинцового теплоносителя (осаждение на поверхности контура циркуляции теплоносителя, работа фильтров и пр.), 1/с;
 $S_i^{\text{ГП}}$ – утечки радионуклида из газовой полости (работа систем РУ, осаждение на поверхностях газовой полости, конденсация и аэрозольные процессы и пр.), 1/с.

В данной системе рассматривается поступление радионуклида в газовую полость только за счёт $\vartheta_i^{\text{ТН}}$, т.е. в результате испарения (не учитывается, например, накопление Cs-137 в результате распада Xe-137, скорость поступления которого при определенных условиях разгерметизации твэлов может быть значительной).

Величина $\vartheta_i^{\text{ТН}}$ зависит от геометрических параметров РУ (отношению площади поверхности свинцового теплоносителя, контактирующей с газовой полостью, к объему теплоносителя), температуры, давления насыщенных паров соединений, в которых находятся радионуклиды в теплоносителе, а также коэффициента экранирования газом и может определяться [1] с помощью следующего выражения

$$\vartheta_{i(\text{отн.})} = \frac{\beta_i \cdot p_{\text{эфф}i} \cdot x_i(t) \cdot S_{\text{ст}} \cdot N_a}{N_{i\text{ст}}(t)} \cdot \left(\frac{1}{2 \cdot \pi \cdot M \cdot R \cdot T} \right)^{1/2} \text{ 1/с,} \quad (2)$$

где β_i – коэффициент экранирования газом, отн. ед.;
 $p_{\text{эфф}i}$ – эффективное давление насыщенных паров соединения, в котором находится i -ый радионуклид, Па;
 $x_i(t)$ – молярная доля радионуклида, отн. ед.;
 $S_{\text{ст}}$ – площадь поверхности контакта, м²;
 $N_{i\text{ст}}(t)$ – количество радионуклида, отн. ед.;
 T – температура, К;
 π, N_a, M, R – константы.

Параметры β_i и $p_{\text{эфф}i}$ являются неизвестными параметрами, определение которых возможно только экспериментально.

Коэффициент испарения β_i равен единице при испарении вещества в вакуум, при испарении в газ $\beta_i < 1$. Его величина зависит от давления газа над раствором, температуры, а также вида испаряющегося соединения. Определение этого коэффициента проводят как для органических, так и для неорганических веществ, а результаты находятся в широком диапазоне $10^{-7} - 10^{-2}$ отн. ед.

Эффективная величина давления насыщенных паров $p_{\text{эфф}i}$ отличается от справочных значений давления насыщенных паров чистых веществ тем, что учитывает свойства соединений в реальном растворе, которым с данной точки зрения является свинцовый теплоноситель. Она используется из-за того, что определить вид соединения, в котором находятся радионуклиды затруднительно из-за гетерогенности системы, в которой помимо свинца, находятся примеси, кислород, продукты коррозии и пр. Сам свинец (а, значит, и растворенные в нем радионуклиды) в условиях эксплуатации РУ будет контактировать с поверхностями конструкционных материалов, оксидными пленками на их поверхностях, а также при длительном сроке эксплуатации, с поверхностной пленкой из окислов и продуктов коррозии на границе раздела фаз «свинец – газ». В частности, из справочных данных известно давление насыщенных паров цезия

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

для температуры эксплуатации РУ, но использовать его не представляется возможным, поскольку вероятно взаимодействие химически активного цезия с кислородом как растворенным в свинце, так и в оксидных пленках с последующим образованием оксидов CsO_2 , Cs_2O_2 или Cs_2O , и, как следствие, изменение параметров летучести изотопов цезия.

На данный момент в литературе известны результаты по исследованию массопереноса цезия и йода для тяжелых жидкометаллических теплоносителей, основной массив которых проводился в рамках проекта MYRRHA для свинцово-висмутовой эвтектики. На рисунках 1 и 2 представлены результаты этих экспериментов в сравнении со справочными значениями. С точки зрения рассматриваемого в данной работе вопроса, для исследуемых элементов, являющихся растворенными компонентами предельно разбавленного раствора, выполняется закон Генри, а $p_{эффi}$ фактически является константой Генри. Поэтому в зарубежной литературе вместо термина «эффективное давление насыщенных паров» используется обозначение $K_{H,i}$.

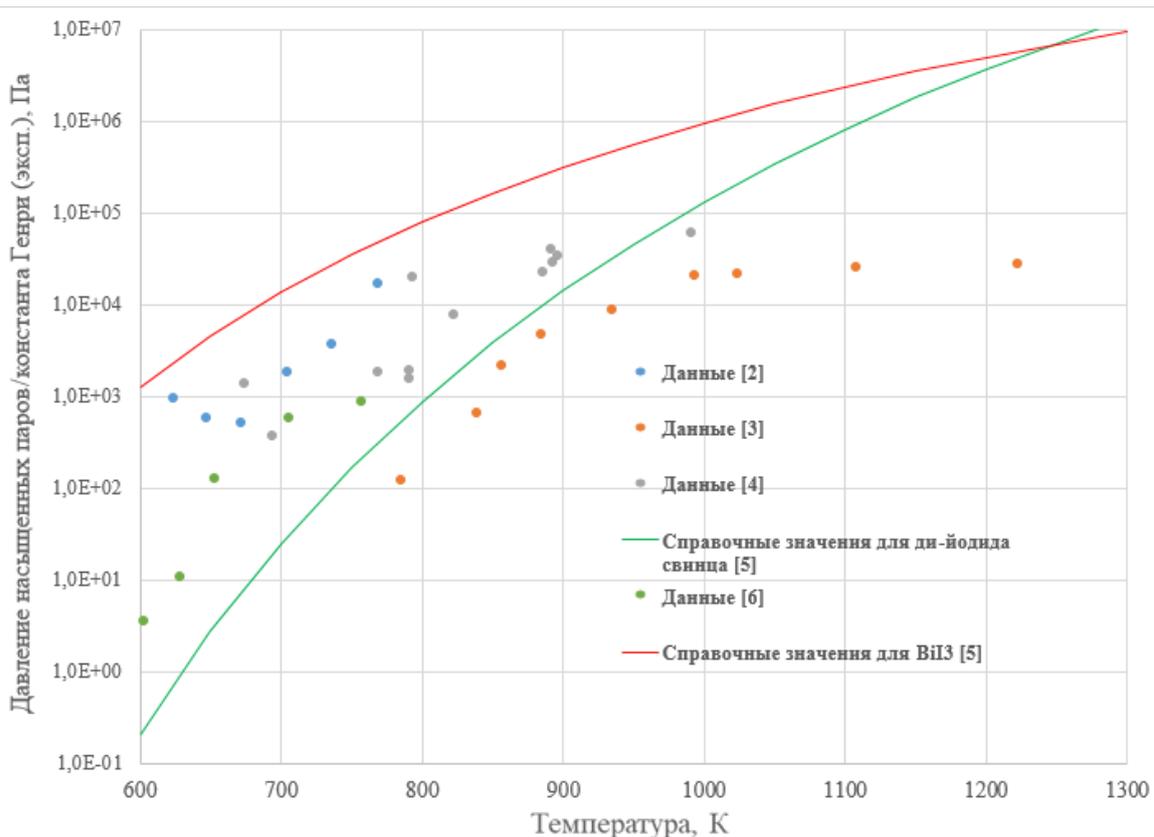


Рис. 1 – Сравнение экспериментальных результатов для свинцово-висмутовой эвтектики (СВЭ) для йода со справочными данными

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

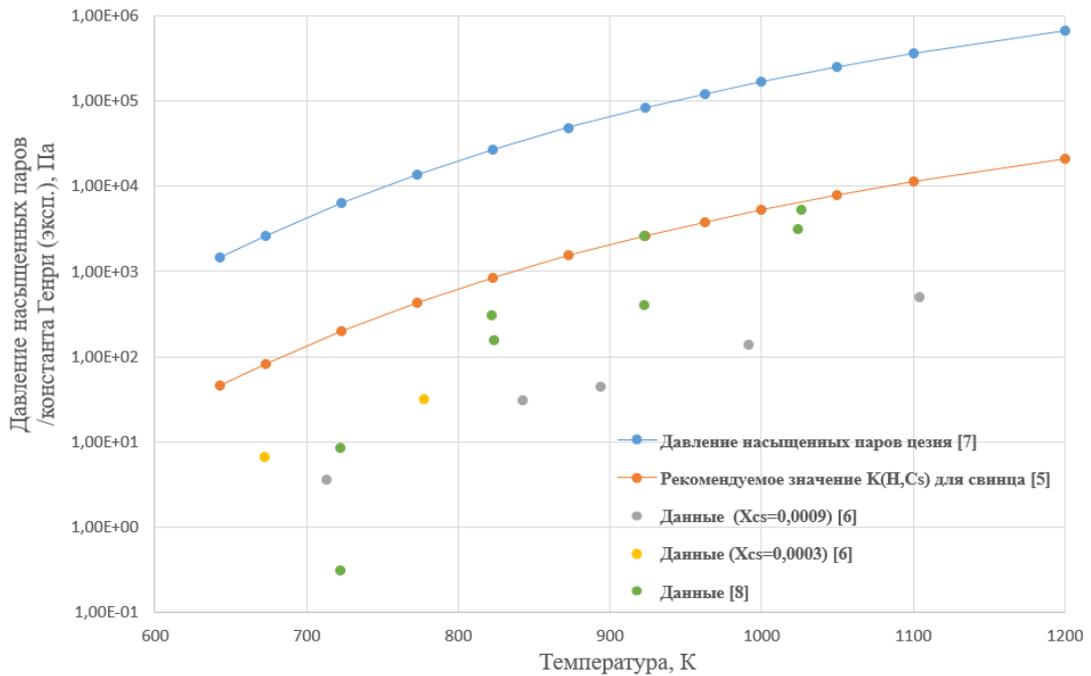


Рис. 2 – Сравнение экспериментальных результатов для СВЭ для цезия со справочными данными

Из представленных результатов можно сделать вывод о значительной неопределенности, несмотря на то, что во всех экспериментах ставилась задача определения параметров летучести цезия и йода в бинарной системе «цезий/йод – СВЭ» (контейнер с образцами изготавливался из «инертного» по отношению к исследуемым элементам материала, т.е. взаимодействие с ним исключалось). Она могла возникать в связи с факторами, связанными, прежде всего, с отклонениями от «бинарности системы»: образованием оксидных пленок, с которыми «связывались» исследуемые элементы, использованием в качестве газа-носителя смеси аргона и водорода, в результате чего, мог образовываться гидрид йода и пр. Еще одним недостатком этих результатов с точки зрения интерпретации результатов в проектах РУ со свинцовым теплоносителем может являться отсутствие данных о взаимодействии с конструкционными материалами, что значимо, прежде всего, для цезия. Тем не менее, эти результаты являются значимыми в качестве «первого шага» с точки зрения определения параметров массопереноса цезия и йода в условиях эксплуатации РУ со свинцовым теплоносителем.

Для проведения исследований в условиях, приближенных к условиям эксплуатации РУ со свинцовым теплоносителем, был изготовлен комплекс свинцово-газовых экспериментальных устройств (ЭУ):

- 1) лабораторное ЭУ для отработки методики проведения эксперимента;
- 2) реакторные газовое и свинцово-газовое ЭУ;
- 3) ЭУ с барботажной колонной;
- 4) ЭУ № 1;
- 5) ЭУ по исследованию десорбции цезия при температурах до 900 °С;
- 6) ЭУ № 2.

Программа экспериментов на каждом из ЭУ зависела от цели конкретного эксперимента: исследовались параметры массопереноса в диапазоне 420 – 900 °С, в условиях барботажа свинца смесями газов, в условиях поступления водяного пара в свинец и пр. В данной работе будут представлены результаты эксперимента на ЭУ № 1 и

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ЭУ № 2 как наиболее близкие к цели работы, а именно, определение параметров массопереноса цезия и йода в свинце в условиях, приближенным к проектным условиям нормальной эксплуатации свинцового теплоносителя в РУ БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200.

По результатам экспериментов на ЭУ № 1 были определены коэффициенты экранирования цезия и йода в диапазоне температур 700 – 950 К при постоянном давлении аргона, составляющем около 0,1 МПа. (см. рисунок 3). Было определено отсутствие температурной зависимости коэффициента экранирования, что коррелирует в известными литературными данными по выходу полония из СВЭ.

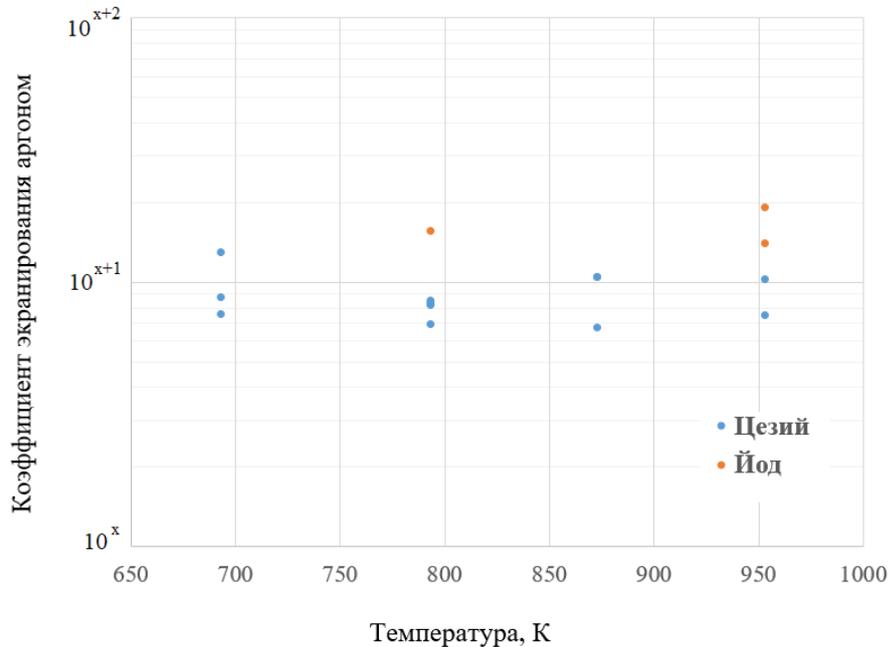


Рис. 3 – Температурная зависимость коэффициента экранирования радионуклидов аргоном по результатам экспериментов на ЭУ № 1

Результаты экспериментов по определению эффективного давления насыщенных паров для йода представлены на рисунке 4.

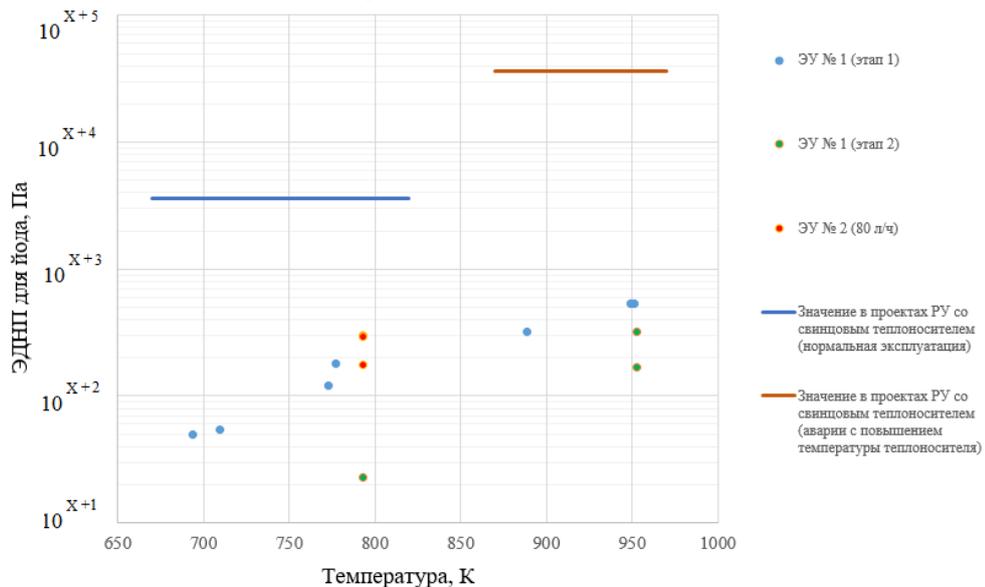


Рис. 4 – Эффективное давление насыщенных паров (ЭДНП) для йода в свинце

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Из сравнения экспериментальных результатов между собой можно сделать следующие выводы:

- ЭДНП, а, следовательно, и скорость выхода йода из свинца в газ увеличиваются с ростом температуры;
- значения, полученные по результатам первого этапа эксперимента на ЭУ № 1 и на ЭУ № 2 (для циклов при расходе газа 80 л/ч) хорошо совпадают между собой;
- значения, полученные по результатам второго этапа эксперимента на ЭУ № 1, несколько ниже основного массива результатов, что объясняется образованием оксидного слоя, а также возможным взаимодействием с цезием (образованием соединения CsI), в результате чего йод «удерживался» в свинце.

Результаты экспериментов для цезия представлены на рисунке 5.

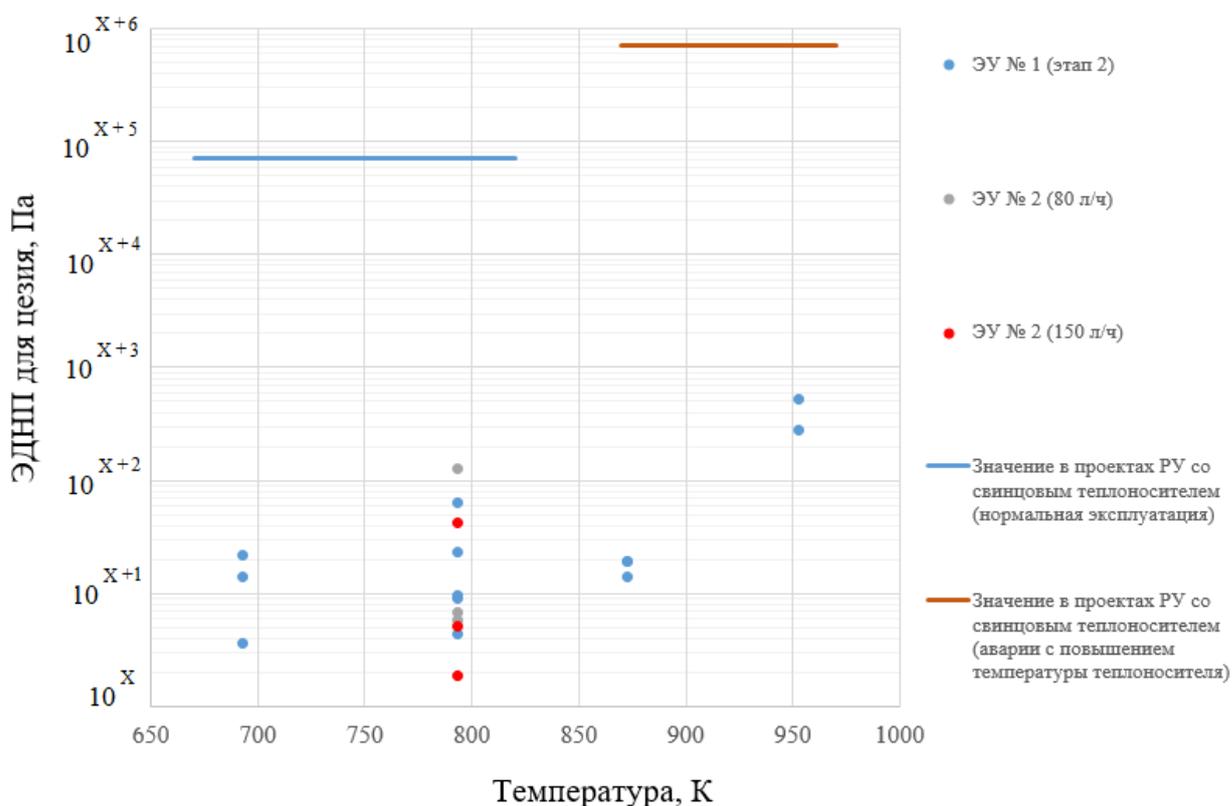


Рис. 5 – ЭДНП для цезия в свинце

Из сравнения полученных результатов можно сделать вывод о том, что экспериментальные результаты лежат в широком диапазоне значений, что объясняется высокой химической активностью цезия, а, следовательно, большим набором факторов, влияющих на его распределение в условиях экспериментов. Вероятной причиной значительного увеличения выхода цезия из свинца в газ при температурах выше 950 К является разложением оксидов цезия Cs_2O_2 (температура плавления 400 °С, температура разложения 650 °С) и CsO_2 (температура плавления 560 °С, температура разложения 597 °С).

Отметим, что все полученные данные значительно ниже параметров, используемых в рамках обоснования проектов РУ БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200.

ЛИТЕРАТУРА

1. Матвеев Л.Н. Молекулярная физика: Учеб, пособие для студентов вузов. — 3-е изд. — М.: Оникс: Мир и образование, 2006. — 360 с.

30.10.2025

Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

2. Holtappels, D. & González Prieto, B. Determination of the evaporation of iodine and cadmium from lead-bismuth eutectic. 2013, Diepenbeek, Belgium: UCLL - UC Leuven-Limburg. 62 p.
3. Neuhausen, J., B. Eichler. Investigations on the Thermal Release of Iodine from Liquid Eutectic Lead-bismuth Alloy/ Radiochim. Acta, 2006, v. 94, p. 239-242.
4. Maugeri, E.A., Neuhausen, J., Vögele, A. Evaporation of iodine from liquid lead bismuth eutectic. Laboratory of Radiochemistry and Environmental Chemistry, Annual Report 2015, 50 p.
5. Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies. OECD, 2015, NEA No. 7268.
6. Э. Карлссон, Дж. Нойхаузен, И. Данилов, Р. Айхлер, А. Тюрлер. Испарение и адсорбционные свойства йода, выделяемого из облученного свинцово-висмутового сплава, легированного теллуром. Сборник докладов V конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2018)». Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 8 – 10 октября, 2018, стр.142 – 143.
7. Meijer, J.A., G.J.B. Vinke and W. van der Lugt (1986), “Resistivity of Liquid Rb-Pb and Cs-Pb Alloys”, J. Phys. F: Met. Phys., 16, pp. 845-851.
8. Ohno, S., Miyahara, S., Kurata, Y. Experimental Investigation of Lead-Bismuth Evaporation Behaviour. J. Nucl. Sci. Technol., 2005, v.42 (7), p. 593–599.

30.10.2025

*Секция I. «Радиационная безопасность человека и живой природы»
Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности*

РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ БЕЗОПАСНОСТИ ТРИТИЯ И ЕГО СОЕДИНЕНИЙ

В. Г. Барчуков, А. А. Максимов, О. А. Кочетков, Д. И. Кабанов,

М. К. Польских

ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия

эл. почта: barchval@yandex.ru

Воздействие радиационно-опасного объекта на окружающую среду и организм человека определяется количественным и качественным составом сбросов и выбросов с этого объекта. Следует отметить, что современные технологии позволяют максимально эффективно уловить из выбросов и сбросов все радионуклиды, образующиеся в процессе работы радиационно-опасного объекта, за исключением трития. Имеющиеся технологии по улавливанию трития являются высоко затратными и недостаточно эффективными. Это приводит к тому, что практически весь тритий, образующийся на радиационно-опасном объекте, поступает в окружающую среду.

Наибольшая среднегодовая доза от трития была получена населением всего мира во время интенсивных испытаний ядерного оружия в конце 1950-х и начале 1960-х гг., до заключения в 1963 г. Договора о запрещении испытаний ядерного оружия в атмосфере, космическом пространстве и под водой. В результате к началу XXI в. содержание трития в окружающей среде снизилось на порядок. Однако в настоящее время уровни трития в окружающей среде снова начинают расти благодаря интенсивному развитию атомной энергетики, а с промышленным освоением термоядерной энергетики прогнозируется дальнейшее усиление данной тенденции. Так, по имеющимся литературным данным, к 2050 г. глобальное содержание трития в окружающей среде может увеличиться примерно в 6 раз.

При рассмотрении биологических и медицинских последствий облучения тритием интерес представляют четыре основные химические формы: оксид трития (НТО), органические соединения трития (ОСТ), газообразный тритий (НТ, Т₂ или СН₃Т), а также нерастворимые соединения трития.

Нами был проведен цикл радиационно-гигиенических исследований, в ходе которых изучалось поступление трития в окружающую среду со сбросом и выбросом с АЭС с реакторами различных типов. В исследования были включены 50% АЭС России. Радиационно-гигиенический анализ формирования дозовой нагрузки у населения, проживающего в населенных пунктах, находящихся на преобладающих направлениях ветра от этих АЭС, показал, что наибольший вклад в формирование дозовой нагрузки от трития характерен для реакторов типа ВВЭР.

С целью разработки инструмента управления формированием сбросов и выбросов, а также составления прогноза ожидаемой эффективной дозы населения нами были проведены радиационно-гигиенические исследования по содержанию трития в технологических системах АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. Полученные данные позволили разработать математическую модель расчета образования, накопления и поступления трития в окружающую среду.

Прогнозная оценка образования трития, получаемая с помощью этой модели, позволяет проектантам и персоналу АЭС разрабатывать мероприятия по недопущению превышения допустимой объемной активности трития в выбросах и не превышению уровней вмешательства по тритию в сбросах АЭС.

Наряду с оценкой вклада трития в формирование сбросов и выбросов с радиационно-опасного объекта актуальной задачей является оценка ожидаемой эффективной дозы, обусловленной этим радионуклидом.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Согласно литературным данным, в организм населения тритий поступает в основном с продуктами питания и водой, а в организм персонала – с вдыхаемым воздухом рабочей зоны. При этом подход МКРЗ предполагает, что в воздухе тритий присутствует в форме НТО, а ОСТ в организм поступают с пищей. Это отражено в настоящее время в Нормах радиационной безопасности, где коэффициенты перевода активности в дозу (дозовые коэффициенты) представлены для персонала только для НТО и НТ. Дозовые коэффициенты для ингаляционного поступления ОСТ в организм персонала и населения в данном документе отсутствуют.

Однако в последнее время появились данные о том, что тритий в воздухе может находиться в различных формах: в виде НТ, НТО и ОСТ и в составе аэрозолей. В зависимости от того, в какой форме тритий поступает в организм, его воздействие на организм существенно различается, причем наиболее опасным с этой точки зрения представляется тритий в форме ОСТ. Таким образом, возникает необходимость разработки методов дифференцированной оценки форм трития в различных средах.

В основу метода разделения трития в формах НТО и ОСТ были положены широко применяемые сегодня в медицине и экологии баромембранные технологии. В качестве материала для разделения была выбрана обратноосмотическая мембрана, представляющая собой полупропускной фильтр с порами размером порядка 1 \AA (0,0001 мкм). Поры такого размера пропускают только молекулы воды, включая НТО, что подтверждено в экспериментальных исследованиях. На основе этой технологии были разработаны и аттестованы методики определения содержания НТО и ОСТ в воздухе, водных объектах, а также в грунте и растительности. Разработанные методы позволили более детально исследовать содержание ОСТ в технологических системах и воздухе рабочей зоны радиационно-опасного объекта, где тритий присутствует в составе рабочих сред.

Для оценки распространения НТО и ОСТ в СЗЗ и ЗН АЭС с реакторами ВВЭР-1000 (Балаковская АЭС) были проведены радиационно-гигиенические исследования с разделением этих форм трития в отобранных пробах воды. Полученные данные свидетельствуют о том, что в воде скважин, расположенных в СЗЗ, тритий присутствует в основном в форме ОСТ. В источниках водоснабжения в ЗН содержание трития было ниже минимально детектируемого уровня. Кроме того, было исследовано содержание трития в различных формах в воздухе СЗЗ и ЗН данной АЭС. Полученные данные свидетельствуют о преобладании в СЗЗ трития в форме НТО, тогда как в ЗН преобладают ОСТ. Небольшой всплеск доли НТ в воздухе на расстоянии 3,5 км от АЭС обусловлен тем, что в данной точке опускается хвост выброса из вентиляционных труб станции, но здесь газообразный тритий быстро взаимодействует с парами воды и за счет химического изотопного обмена переходит в форму НТО.

Исследования воздуха рабочей зоны радиационно-опасного объекта, где тритий присутствует в составе рабочих сред, показали, что 65 % трития находится в воздухе рабочей зоны в форме ОСТ, 12% – в форме НТО, 23% – в форме НТ и менее 1% – в составе аэрозолей

Как известно, поглощенную дозу внутреннего облучения тритием нельзя измерить напрямую, для этого используют биопробы (например, мочу). С использованием разработанной методики нами было исследовано содержание трития в различных формах в организме персонала. Было установлено, что на НТО приходится только 5-10% трития, содержащегося в моче работников, в то время как остальной тритий находится в ней в виде ОСТ.

С точки зрения воздействия ОСТ на организм важно учитывать тип органического соединения, содержащего тритий. ОСТ, находящиеся в организме, можно разделить на два типа. К первому относятся соединения, в которых тритий связан непосредственно с атомом углерода, – такие ОСТ называются необменными, или стабильными. Ко второму типу относятся соединения, в которых атом связан с углеродом через атом кислорода,

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

серы, азота или фосфора, – такие ОСТ называются обменными, или нестабильными. Особенность стабильных ОСТ состоит в том, что в таких соединениях связь трития с углеродом значительно более прочная, чем в обменных ОСТ. Обменные ОСТ при этом находятся в равновесии с НТО в любом объекте, включая живые организмы. По данным МКРЗ, обменные ОСТ, как и НТО, имеют биологический период полувыведения 10 суток, а необменные – 40 суток. За счет этого поступление необменных ОСТ приводит к более выраженному повреждающему действию на клетку и организм в целом, чем то же количество поступивших в организм обменных ОСТ.

Использование баромембранных технологий позволило выявить существенную, до 70-90 %, долю ОСТ в организме персонала. Данный факт был проверен с использованием альтернативного подхода, основанного на анализе выведения трития из организма персонала за время отпуска.

На основе изложенной выше информации можно сделать следующие выводы:

1. Сравнительные радиационно-гигиенические исследования содержания трития в воздухе и воде в районах расположения АЭС свидетельствуют о том, что наибольшие значения этих показателей отмечаются на АЭС с реакторами типа ВВЭР. При этом отмечается существенное содержание трития в указанных объектах в форме ОСТ.

2. Разработка математической модели расчета образования трития и формирования его сбросов и выбросов с АЭС позволяет прогнозировать его поступление в окружающую среду и разрабатывать мероприятия по недопущению превышения допустимой объемной активности трития в выбросах и не превышению уровней вмешательства по тритию в сбросах.

3. Разработанный аппаратный и методический комплекс для отдельного определения содержания форм трития позволил установить, что в воздухе радиационно-опасного объекта, где присутствует тритий, он находится в форме НТ, НТО, ОСТ и в составе аэрозолей. При этом отмечается преобладание в воздухе трития в форме ОСТ, что обуславливает необходимость дифференцированного подхода к проведению радиационного контроля содержания форм трития в зоне постоянного пребывания персонала.

4. Установлено, что в организме персонала тритий присутствует в основном в форме ОСТ. Однако отсутствие дозовых коэффициентов для расчета дозы от ингаляционного поступления этой формы трития не позволяет рассчитать эффективную дозу от поступления трития в организм персонала, что определяет необходимость разработки и обоснования соответствующего дозового коэффициента.

ТРИТИЕВАЯ ПРОБЛЕМА НА АЭС С ВВЭР. ПУТИ РЕШЕНИЯ

С. С. Полянцев, М. А. Медведев

АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия

эл. почта: SSPolyantsev@vniiaes.ru, MAMedvedev@vniiaes.ru

В системах спецводоочистки теплоносителя первого контура СВО-6 (КВФ на ВВЭР-1200) и в меньшей степени трапных вод СВО-3 (КРФ на ВВЭР-1200) образуются тритийсодержащие дебалансные воды с удельной активностью (УА) ^3H свыше 10^6 Бк/кг (критерий отнесения к жидким радиоактивным отходам - ЖРО, установленный в ПП №1069 [1]). Соблюдение требований ОСПОРБ 99/2010 [2] запрета как на сброс, так и на разбавление ЖРО в части ^3H на энергоблоках АЭС с ВВЭР на практике затруднительно, поскольку приемлемые технологии очистки дебалансных вод (далее - ДВ) от ^3H перед

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

сбросом в поверхностные воды отсутствуют. Таким образом, возникает так называемая "третиевая" проблема на АЭС с ВВЭР, заключающаяся в отсутствии технологически отработанных и соответствующих санитарным требованиям путей обращения с тритийсодержащими водами с УА ^3H свыше 10^6 Бк/кг.

1 Проблемы обращения с тритийсодержащими водами на АЭС с ВВЭР

Под ДВ в их "классическом" понимании подразумевается чистый дистиллят, образующийся после установок СВО-3 (КРФ) и СВО-6 (КВФ) и непригодный для возвращения в технологический цикл АЭС, как правило, из-за несоответствия нормам воднохимического режима (ВХР). В этом случае тритийсодержащие воды из бака чистого дистиллята сбрасываются в ОС (в водоем-приемник жидких сбросов), направляются в технологические системы АЭС или на повторную очистку на установку спецводоочистки СВО. На установку СВО-6 (КВФ) поступает "грязный" теплоноситель первого контура, а на установку СВО-3 (КРФ) протечки теплоносителя первого контура, разбавленные трапными водами (на ВВЭР-1200 - трапные воды и чистый дистиллят системы КВФ), поэтому их УА по ^3H существенно ниже. Такие тритийсодержащие воды, в случае, если их УА по ^3H не превышает уровня отнесения к ЖРО, могут быть направлены по имеющийся на АЭС технологической схеме в водоем-приемник жидких сбросов (ЖС). Схема формирования сбросов на АЭС с ВВЭР-1000 представлена на рис. 1. Возможность обеспечения непревышения уровня отнесения к ЖРО ДВ после установки СВО-3 подтверждается многолетними данными регламентных измерений удельной активности ^3H на большинстве АЭС с ВВЭР АО "Концерн Росэнергоатом".

Проблемы, связанные с соблюдением нормативных требований по непревышению предельного значения УА отнесения к ЖРО для ^3H , равного $1 \cdot 10^6$ Бк/кг, возникают, в основном, с чистым дистиллятом, образующимся после установки СВО-6 (КВФ на ВВЭР-1200), а также в ряде случаев после установки КРФ, при невозможности его возвращения в первый контур. В случае неиспользования в дальнейшем высокоактивных тритийсодержащих вод (удельная активность более $1 \cdot 10^6$) Бк/кг в технологических системах АЭС, они должны быть отнесены к категории ЖРО и обращение с ними должно осуществляться в соответствии с [3, 4]. В этом случае и возникает "третиевая" проблема.

Удельная активность ^3H в чистом дистилляте после установок СВО-6 и КВФ связана с УА ^3H в теплоносителе первого контура, ^3H , поскольку чистый дистиллят после систем СВО-6 и КВФ образуется путем очистки теплоносителя первого контура без изменения УА ^3H .

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

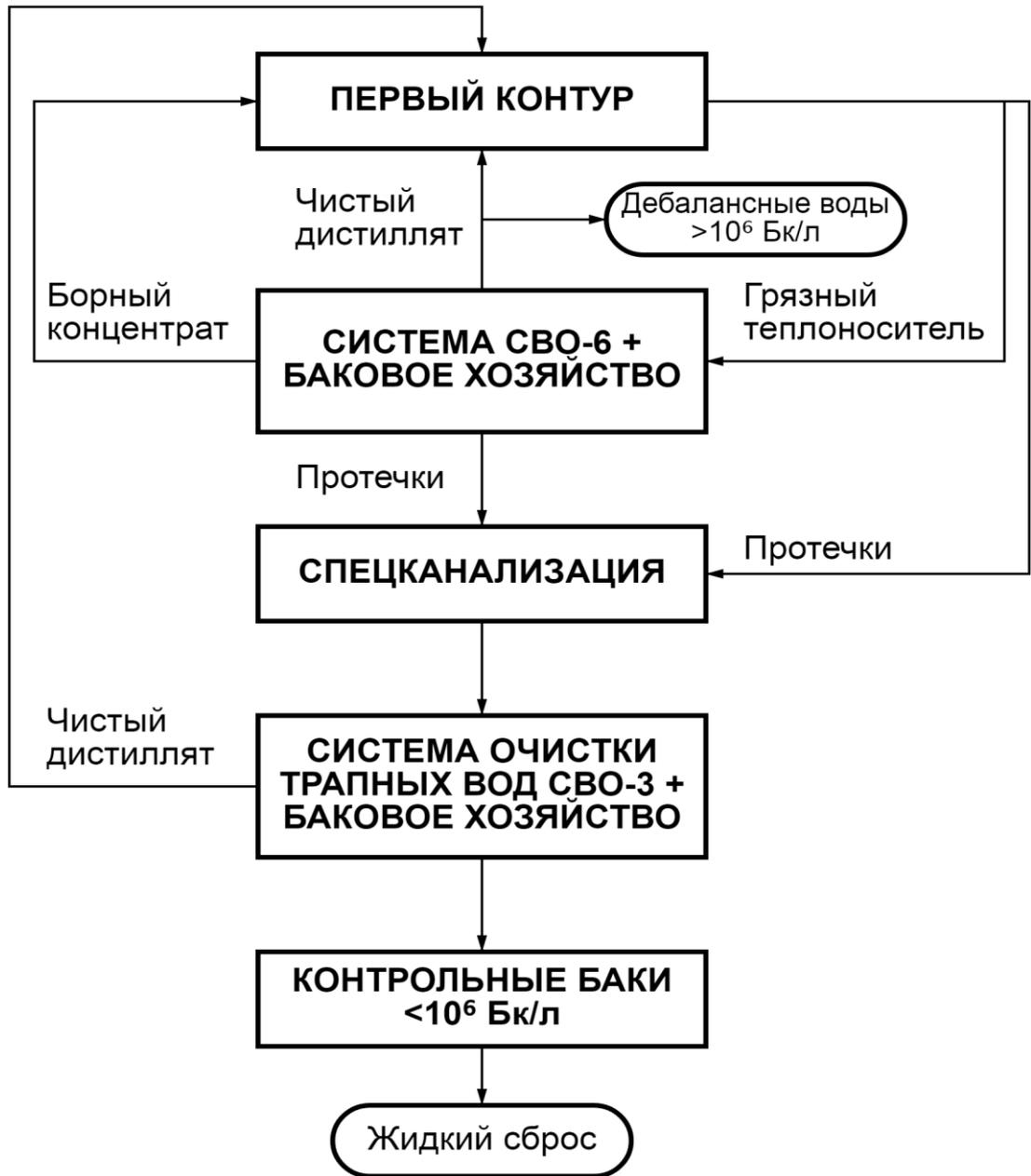


Рис. 1 - Схема формирования сбросов на АЭС с ВВЭР-1000

1.1 Балаковская АЭС

На рисунке 2 представлен график временной динамики для УА ^3H в теплоносителе первого контура и системы СВО-3 для Балаковской АЭС.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

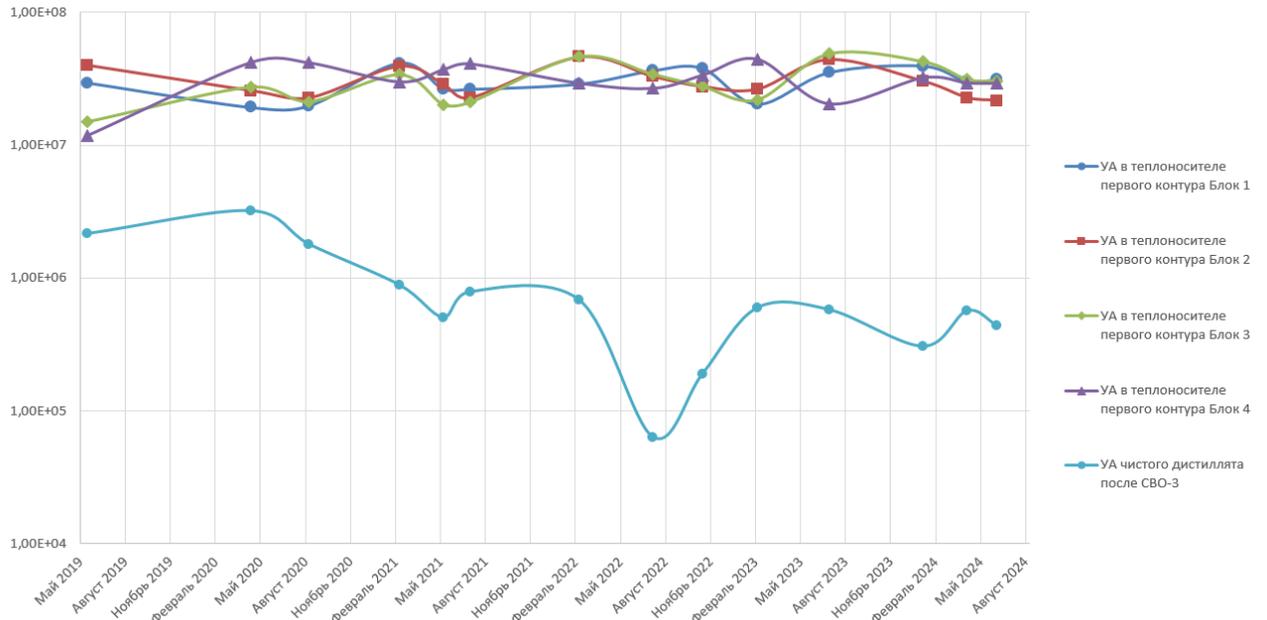


Рис. 2 - Удельная активность ^3H в технологических системах Балаковской АЭС (логарифмический масштаб)

По результатам анализа данных на рис. 2 можно сделать следующие обобщающие выводы:

- до конца 2020 г. УА ^3H в чистом дистилляте после установки СВО-3 превышала уровень отнесения к ЖРО ($1,0 \cdot 10^6$ Бк/кг);
- начиная с 2021 г. и по настоящее время УА ^3H в чистом дистилляте после установки СВО-3 не превышала уровень отнесения к ЖРО;
- УА ^3H в чистом дистилляте после установки СВО-3 начиная с 2021 г. упала примерно в 5 раз.

Следовательно, на рубеже 2020 - 2021 гг. Балаковская АЭС изменила порядок обращения с тритийсодержащими водами с целью снижения УА ^3H в чистом дистилляте после установки СВО-3:

- либо путем искусственного увеличения коэффициента разбавления протечек теплоносителя первого контура при их дренировании по спецканализации в баки трапных вод;
- либо путем разбавления чистого дистиллята после установки СВО-3 ХОВ;
- либо иным действием по снижению УА ^3H в чистом дистилляте.

Дебалансные воды на Балаковской АЭС могут образовываться в баках чистого дистиллята после установок СВО-6 (по одной на блок) и СВО-3 (общая на 4 блока).

Система СВО-6 предназначена для грубого регулирования концентрации бора в первом контуре и очистки теплоносителя первого контура от радиоактивных веществ и примесей. Отбор теплоносителя первого контура осуществляется в бак хранения "грязного" теплоносителя, откуда тритийсодержащие воды поступают для очистки на выпарной аппарат системы СВО-6 (рис. 1). В результате переработки в системе СВО-6 дистиллят направляется в бак чистого дистиллята ТВ40 для возвращения в первый контур, а борный концентрат направляется в баки хранения борного концентрата ТВ10. Особенностью обращения с тритийсодержащими водами на Балаковской АЭС является максимальное сохранение в технологических системах вод первого контура путем повторного (или неоднократного) направления чистого дистиллята, в случае, если его характеристики не соответствуют нормам ВХР, на установку СВО-6. Подобный порядок приводит к максимальному сохранению ^3H на Балаковской АЭС и росту его УА в первом контуре.

31.10.2025
Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

контуре, в системах СВО-6 и СВО-3, в БВиП. Кроме того, увеличивается объемная активность (ОА) ^3H в воздухе центрального зала в период планового предупредительного ремонта. Поскольку УА ^3H до начала 2021 г. в баке чистого конденсата СВО-3 значительную часть времени превышала критерий отнесения к ЖРО, с 2021 г. началось разбавление тритийсодержащих вод (в системе СВО-3). Указанное разбавление не нарушает нормативных требований, поскольку тритийсодержащие воды в системе СВО-3 могут быть использованы в технологическом цикле АЭС и не являются ЖРО.

Сброс ДВ Балаковской АЭС осуществляется из КБ через ББ (путем продувки) и выпуск №2 в водоем-охладитель.

Порядок обращения с тритийсодержащими водами на Балаковской АЭС хотя и соответствует нормативным требованиям в части "тритиевой" проблемы, способствует накоплению ^3H в технологических контурах и системах. Накопление ^3H на АЭС:

- приводит к необходимости разбавления тритийсодержащих вод в системе СВО-3;
- увеличивает ОЭД внутреннего облучения персонала, обусловленного ^3H в воздухе рабочих помещений, и повышает вероятность введения ИДК персонала (по внутреннему облучению от ^3H);
- приводит к повышению ОА ^3H в воздухе в районе расположения АЭС и в воде водоема-охладителя.

1.2 Ленинградская АЭС-2

На рисунке 3 приведены графики временной динамики УА ^3H в теплоносителе первого контура и в чистом дистилляте после установки КРФ (усредненной по двум бакам) для энергоблока № 1 Ленинградской АЭС-2.

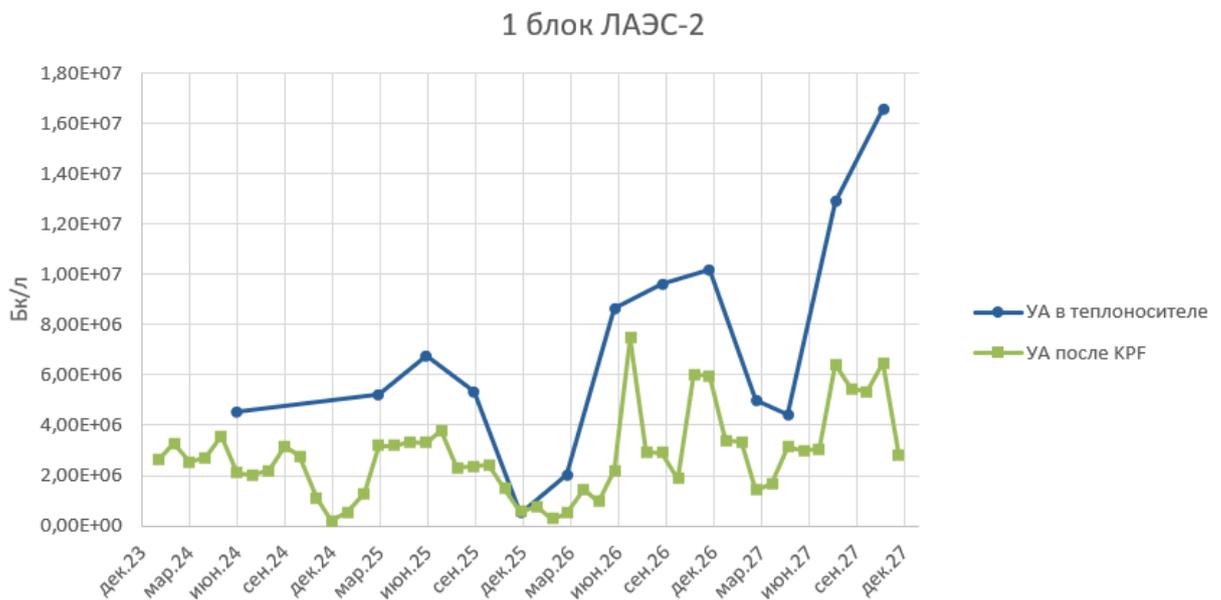


Рис. 3 - УА ^3H в технологических системах энергоблока №1 Ленинградской АЭС-2

По результатам анализа данных на рис. 3 можно сделать следующие обобщающие выводы:

- УА ^3H в теплоносителе первого контура на энергоблоке №1 в течении большого периода времени находится на уровне ниже 10^7 Бк/л, что свидетельствует об активном выводе теплоносителя из первого контура при работе реакторов на мощности;
- между УА ^3H в теплоносителе первого контура и удельной активностью ^3H в чистом дистилляте наблюдается не очень выраженная корреляция;

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

- УА ^3H в чистом дистилляте после установки КРФ изменяется в широком диапазоне и в течении значительного периода времени (см. рис. 3) превышает уровень отнесения к ЖРО;

- начиная с 2022 г. на энергоблоке №1 наблюдается рост УА ^3H .

Следует отметить, что в настоящее время существенных проблем, связанных с ^3H на Ленинградской АЭС-2, не наблюдается.

1.3 Нововоронежская АЭС-2

На рисунке 4 приведены графики временной динамики УА ^3H в теплоносителе первого контура и в чистом дистилляте после установки КРФ (усредненной по двум бакам) для энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2.

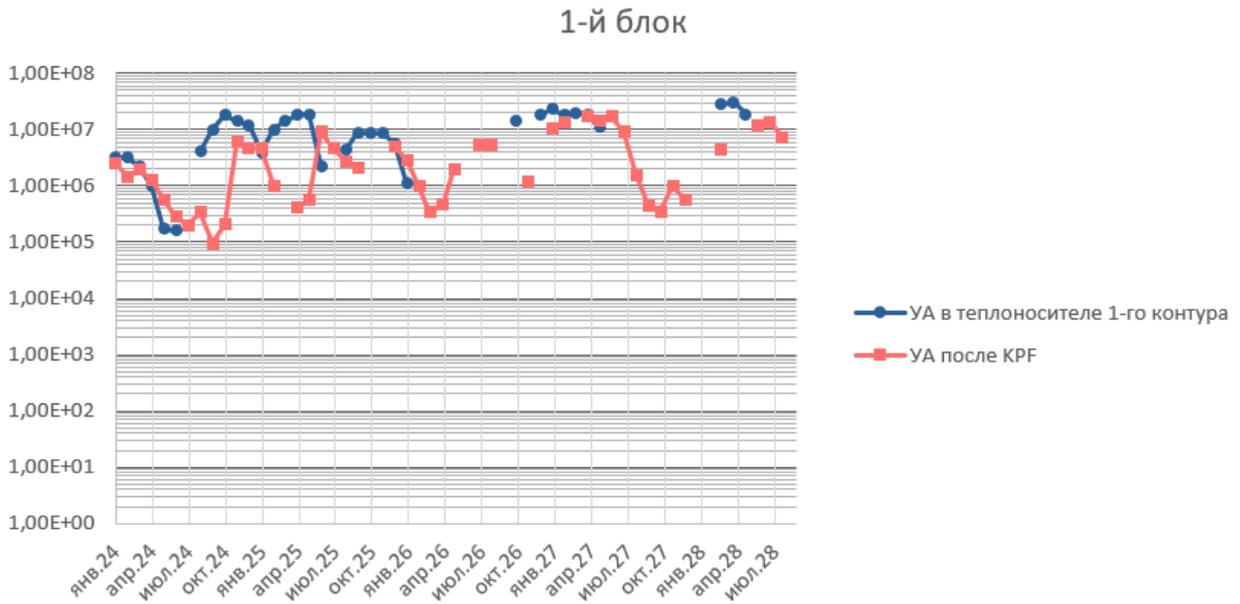


Рис. 4 - Удельная активность ^3H в технологических системах энергоблока №1 Нововоронежской АЭС-2 (логарифмический масштаб)

По результатам анализа данных на рис. 4 можно сделать следующие обобщающие выводы:

- УА ^3H в первом контуре энергоблока №1 значительный период времени находится на уровне ниже 10^7 Бк/кг, что свидетельствует об активном выводе теплоносителя из первого контура при работе на мощности;

- между УА ^3H в теплоносителе первого контура и УА ^3H в чистом дистилляте наблюдается выраженная корреляция (с временным сдвигом примерно 1 месяц) как для энергоблока №1, так и для энергоблока №2;

- УА ^3H в чистом дистилляте после установки КРФ изменяется в широком диапазоне (порядок величины) и в течении значительного периода времени превышает уровень отнесения к ЖРО.

На основании вышеприведенных данных для Ленинградской АЭС-2 и Нововоронежской АЭС-2 можно сделать следующие выводы:

- на Нововоронежской АЭС-2, как и на Ленинградской АЭС-2, не используется дополнительное с целью снижения УА ^3H разбавление чистого дистиллята в системе КРФ;

- обращение с тритийсодержащими водами предусматривает вывод теплоносителя из первого контура (чистого дистиллята после установки КРФ), его технологическое разбавление с целью дальнейшего использования, либо вывода из технологического цикла АЭС;

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

- поскольку удельная активность чистого дистиллята после установки КРФ зачастую превышает уровень отнесения к ЖРО обращение с ним также может предусматривать его дальнейшее технологическое разбавление.

1.4 Основные выводы

Обобщая приведенную выше информацию, можно сделать следующие выводы:

- на АЭС с ВВЭР образуются тритийсодержащие воды с УА ^3H превышающим критерий отнесения к ЖРО (главным образом в СВО-6 или КВФ и СВО-3 или КРФ);
- в случае невозможности возвращения чистого дистиллята после установок СВО в технологический цикл АЭС (как правило, из-за несоответствия нормам ВХР) возникает проблема с их дальнейшим легальным обращением (не противоречащим нормативно-правовым документам и не вызывающим претензии надзорных органов).

2 Пути решения "тритиевой" проблемы

Главной целью оптимизации процесса обращения с тритийсодержащими водами на АЭС с ВВЭР является решение "тритиевой" проблемы, связанной с обращением с тритийсодержащими водами, не подлежащими дальнейшему использованию, активность которых превышает 10^6 Бк/кг.

Для решения "тритиевой" проблемы рассматривались следующие пути:

- 1 Внесение изменений в нормативно-правовую базу
- 2 Извлечение трития из водных потоков и внесение изменений в проектную и эксплуатационную документацию (создание установок по очистке тритийсодержащих вод от ^3H)
- 3 Изменение порядка обращения с тритийсодержащими водами с целью исключения нарушений нормативных требований при сбросе

В развитых странах, развивающих атомную энергетику, отсутствуют нормативно-правовые ограничения на сбросы РВ, создавшими "тритиевую" проблему на отечественных АЭС (одновременный запрет на разбавление ЖРО и ограничение удельной активности ^3H в сбросах).

"Тритиевая" проблема связана не с конструкционными и технологическими особенностями отечественных энергоблоков ВВЭР, а с требованием нормативно-правовой документации в области нормирования ЖС с АЭС (критерий непревышения индекса УА РВ в сбросах на уровне $0,1A^{PAO}$) и обращения с РАО (запрет на сброс и разбавление ЖРО). Поэтому казалось, что естественным путем ее решения является изменение нормативных требований, тем более учитывая отсутствие на зарубежных АЭС одновременно двух указанных ограничений (ограничения УА РВ в сбросах и запрет на сброс и разбавление ЖРО). Однако, указанный путь оказался неосуществимым из-за позиции Минприроды.

В качестве установок по очистке тритийсодержащих вод от ^3H предлагались следующие варианты:

- 1 Установка на основе химического изотопного обмена (ХИО) (РХТУ им Д.И. Менделеева)
- 2 Установка на основе метода ректификации воды (НИЦ КИ)
- 3 Установка, реализующая метод перевода НТО в органические соединения (ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России)
- 4 Установка, реализующая лазерную технологию (ГНЦ РФ ТРИНИТИ)

После серии дискуссий обсуждений на семинарах и НТС АО "Концерн Росэнергоатом" принял решение о проведении НИОКР по разработке и внедрению на Балаковской АЭС установки по очистке тритийсодержащих вод на основе ХИО. Установка ХИО реализует метод изотопного фазового обмена и функционирует по принципу ХИО между НТО и чистой водой с фоновым содержанием ^3H . Против этого решения имелись возражения представителей ряда организаций, предлагавших решать

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

проблему другим путем, поскольку считалось, что «в настоящее время нет никакого рентабельного метода для того, чтобы выделить тритий из потоков отходов» [5].

Решение о разработке и внедрении установки ХИО было принято в условиях недостаточной отработанности технологии и слишком высокой стоимости самой установки и затрат на ее эксплуатацию (годовые затраты только на электроэнергию для установки превышают 100 млн. рублей).

В качестве изменения порядка обращения с тритийсодержащими водами рассматривались целый ряд предложений, в том числе экзотических, основные из которых приведены ниже.

2.1 Переход от борного регулирования к литиевому регулированию

Данное решение практически нереализуемо в связи с проблемами, связанными с получением лития в необходимых объемах, обоснования безопасного применения лития на АЭС, а также проведения полноценных исследований на стендах и АЭС. Внедрение данного метода также потребует создание новой нормативной базы по ВХР на АЭС с ВВЭР.

2.2 Вывод "чистого" дистиллята системы СВО-6 (КВФ) из обращения в системе вод первого контура

Весь полученный в системе СВО-6 (КВФ) "чистый" дистиллят (содержащий ^3H) из контрольного бака СВО-6 (КВФ) выводится из обращения в системе вод первого контура различными путями:

- в систему СВО-3 (КРФ) с разбавлением трапными водами до необходимой величины, очисткой и сбросом во внешнюю среду;
- на подпитку БВиП;
- в градирню или на продувку градирни.

Главный принцип – удаление вод первого контура из обращения при первой же возможности и замена ее ХОВ.

2.3 Выпаривание дебалансных вод

Дебалансные воды первого контура выпариваются в окружающую среду на выпарных установках. К недостаткам метода следует отнести наличие капитальных и эксплуатационных затрат, худшие, по сравнению с методом направления ДВ в градирню, условия рассеяния. К преимуществам, по сравнению с направлением тритийсодержащих вод в градирню, меньшее негативное восприятие предлагаемого решения надзорными органами.

Следует отметить, что выброс в окружающую среду выпариваемых ДВ следует производить через отдельную низкую ВТ, поскольку использование для указанной цели, например, вентиляционной трубы спецкорпуса приведет к конденсации паров воды в ее средней и верхней частях и стоку образовавшегося конденсата в основание вентиляционной трубы.

2.4 Разложение дебалансных вод при помощи электролизера

Дебалансные воды первого контура разлагаются на водород и кислород при помощи электролизера и выбрасываются в окружающую среду через венттрубу (ВТ).

Основным преимуществом данного способа относительно предыдущего является то, что тритий выбрасывается в ОС в молекулярной форме НТ, а не в виде паров воды НТО. Дозовый коэффициент ^3H в форме НТ ($1,8 \cdot 10^{-15}$ Зв/Бк) согласно НРБ 99/2009 [6] на четыре порядка величины ниже дозового коэффициента для трития в форме НТО ($1,8 \cdot 10^{-11}$ Зв/Бк) и, следовательно, дозы облучения населения при данном способе обращения с ДВ незначительна.

Недостатком данного способа является относительно более высокая, по сравнению с предыдущим методом, стоимость установки (электролизера) и ее эксплуатации.

2.5 Разбавление вод первого контура ХОВ в баках "чистого" дистиллята

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Метод заключается в отслеживании концентрации примесей, в отношении которых установлены требования ВХР, в баках "чистого дистиллята" ТВ40 (КВС10) и добавление в них, в случае необходимости, ХОВ. В этом случае несоответствие химического состава вод контрольного бака требованиям ВХР компенсируется дополнительным использованием ХОВ.

К недостаткам метода относится ограничения по возможности добавления в первый контур необходимого количества ХОВ. К достоинствам – отсутствие капитальных затрат и относительное сдерживание роста активности ^3H в теплоносителе первого контура.

2.6 Сокращение объема высокоактивных тритийсодержащих вод

Дебалансные воды на АЭС с ВВЭР образуются после очистки тритийсодержащих вод в на установках СВО-6 (КВФ) и СВО-3 (КРФ) в случае невозможности возвращения их в технологический цикл из-за несоответствия нормам ВХР. Как было указано выше, серьезные проблемы возникают при отнесении ДВ к категории ЖРО, которые нельзя сбрасывать и разбавлять.

На установке СВО-6 (КВФ) очищаются воды первого контура, а на установке СВО-3 (КРФ) трапные воды с протечками теплоносителя первого контура. Объем трапных вод, как правило, превышает объем протечек первого контура более, чем в 10 раз. Основной объем ДВ образуется после очистки тритийсодержащих вод на установке СВО-3 (КРФ). Объем ДВ, возникающий при несоответствии химического состава "чистого" дистиллята после установки СВО-6 (КВФ) нормам ВХР, невелик. Таким образом, для сокращения объема высокоактивных тритийсодержащих вод, необходимо не допускать поступление для очистки на установку СВО-3 (КРФ) ЖРО (удельная активность ^3H от 10^6 Бк/л). В этом случае, удельная активность теплоносителя первого контура АЭС с ВВЭР не должна превышать значение $\sim 2,0 \cdot 10^7$ Бк/л. УА теплоносителя первого контура, при которой очищенные на установке СВО-3 (КРФ) трапные воды не превышают критерия отнесения к ЖРО, должна устанавливаться индивидуально для каждого энергоблока АЭС.

3 Оптимальное решение

В настоящее время оптимальным решением представляется технологическое разбавление тритийсодержащих вод с УА активностью, превышающей критерий отнесения к ЖРО.

В этом случае, чтобы тритийсодержащие воды не перешли в разряд ЖРО, согласно ОСПОРБ 99/2010 [2] должна быть сохранена возможность их использования в технологическом цикле АЭС. Таким образом, технологическое разбавление тритийсодержащих вод должно производиться до момента времени их вывода из обращения на АЭС и превращение в ДВ. Для каждой АЭС указанное решение может быть принято индивидуально исходя из ее конструктивных особенностей и принятым порядком обращения с тритийсодержащими водами.

На рисунке 5 приведена схема обращения с тритийсодержащими водами на Нововоронежской АЭС-2. Красной линией на рисунке изображен отсутствующий в настоящее время трубопровод, по которому тритийсодержащие воды из баков GNR21 и GNR22 могут быть направлены в систему КРФ.

При направлении тритийсодержащих вод с УА ^3H более $1,0 \cdot 10^6$ Бк/л из системы КРФ в баки GNR31 и GNR32 в момент поступления в трубопровод, выходящий из системы КРФ, указанные воды переходят в ЖРО, поскольку отсутствует возможность их дальнейшего использования.

Направленные в систему GNR тритийсодержащие ЖРО:

- нельзя направлять в баки GNR31 и GNR32, если там уже находятся другие воды (не ЖРО);
- нельзя разбавлять в баках GNR31 и GNR32;
- должны подлежать обращению и учету в соответствии с требованиями нормативно-правовых документов [2 - 4].

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

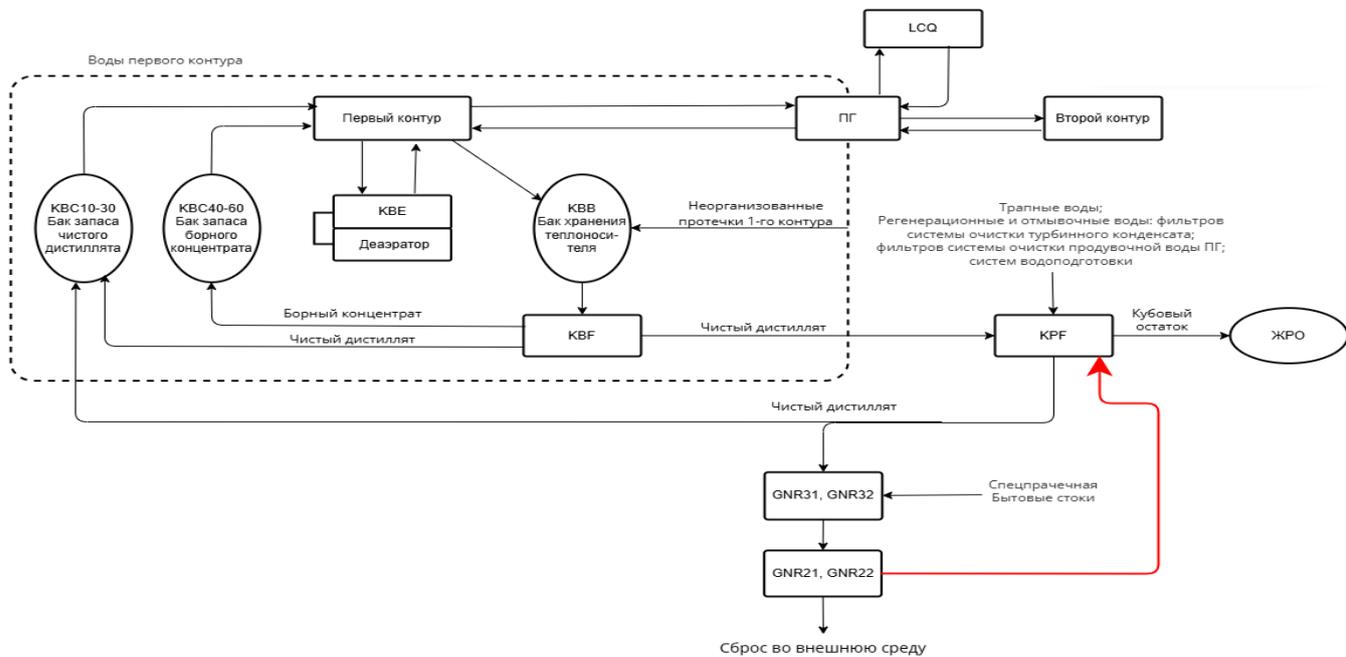


Рис. 5 - Схема обращения с тритийсодержащими водами на Нововоронежской АЭС-2

Для исключения нарушений при обращении с тритийсодержащими водами необходимо исключить их переход в ЖРО при направлении в систему GNR. С этой целью предлагается обеспечить возможность возврата тритийсодержащих вод из системы GNR в технологический цикл АЭС, в данном случае в систему КРФ. В этом случае сохраняется возможность дальнейшего использования тритийсодержащих вод в технологическом цикле АЭС и, даже при $УА \text{ } ^3\text{H}$ более $1,0 \cdot 10^6$ Бк/л они не будут являться ЖРО. Таким образом, существующий на Нововоронежской АЭС-2 порядок обращения с тритийсодержащими водами в части "третиевой" проблемы будет приведен в соответствие с требованиями нормативно-правовых документов.

Аналогичные методы решения "третиевой" проблемы следует разработать и обосновать и для применения на других АЭС.

ЛИТЕРАТУРА

1. Постановление правительства от 19.10.2012 №1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов»
2. СП 2.6.1.2612-10 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности» (ОСПОРБ 99/2010)
3. НП-058-14 Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения
4. НП-019-15 Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности
5. Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-1.13, IAEA, Vienna. 2005
6. 6 СанПин 2.6.1.2523-09 Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОЧЕНЬ НИЗКОАКТИВНЫМИ (НЕРАДИОАКТИВНЫМИ) ОТХОДАМИ

Д. А. Шаров, М. В. Демьяненко

АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия

эл. почта: MVDemyanenko@vniiaes.ru

Введение

При эксплуатации и выводе из эксплуатации энергоблоков АЭС образуется категория отходов, которые не относятся к радиоактивным, но при этом не могут быть выведены в неограниченное обращение. Такие отходы АЭС получили специальное название — очень низкоактивных (нерадиоактивных) отходов (ОНАО) [1, 2]. Без ограничения на источник образования для такой категории отходов предложено применять аббревиатуру ПО ПСР – промышленные отходы с повышенным содержанием радионуклидов. В рамках доклада для обозначения отходов производства с повышенным содержанием радионуклидов используются обе аббревиатуры (ОНАО и ПО ПСР), единственным отличием ОНАО предполагается ограничение их источника образования – АЭС.

В настоящее время процессы обращения с ОНАО, завершающиеся их захоронением, либо утилизацией, на объектах использования атомной энергии не отлажены. Это обусловлено пробелами в нормативном и правовом регулировании и неоднозначностью статуса таких отходов, что нашло отражение в дискуссиях в научной периодике (см., [3-6]) и в рамках заседаний научно-технических советов ГК «Росатом», Ростехнадзора, заседаний Рабочей группы при Генеральной инспекции ГК «Росатом», совещаний Совета по радиационной безопасности ГК «Росатом». Доклад посвящен рассмотрению проблем обращения с ОНАО и мероприятий по их решению.

1 Определение и критерии отнесения к ОНАО

Множество отходов в РФ делится на отходы производства и потребления (ОПП), обращение с которыми регулируется Федеральным законом от 24.06.1998 № 89-ФЗ [7] (89-ФЗ), и радиоактивные отходы (РАО), обращение с которыми регулируется Федеральным законом от 11.07.2011 № 190-ФЗ [8] (190-ФЗ). Поскольку ОНАО не относятся к РАО, обращение с ними подпадает под регулирование 89-ФЗ.

Для регулирования обеспечения радиационной безопасности (РБ) при обращении с ОНАО Постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 18.01.2010 № 4 введены в действие санитарные правила СП 2.6.6.2572-2010 «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды» [9] (СП ОНАО). Согласно [9] к ОНАО относят не предназначенные для дальнейшего использования материалы, изделия, оборудование и грунт, удельная активность которых не допускает освобождение их от радиационного контроля (РК), но меньше активности твёрдых РАО.

В соответствии с ОСПОРБ-99/2010 [10] полностью освобождаются от контроля и учета без оформления санитарно-эпидемиологического заключения (СЭЗ) материалы или изделия, для которых выполняется условие

$$\sum_i \left(\frac{A_i}{\text{УАНИ}_i} \right) \leq 1, \quad (1)$$

где i — индекс суммирования по радионуклидам;

A_i — удельная активность i -го радионуклида в контролируемом объекте;

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

$УАНИ_i$ — значение удельной активности i -го радионуклида, при котором в соответствии с [10] допускается неограниченное обращение с материалами и изделиями.

В санитарных правилах [9] для нижней границы ОНАО установлены менее консервативные критерии:

- освобождаются от РК отходы, у которых суммарная удельная активность менее 0,3 кБк/кг (при этом УАНИ для таких радионуклидов, во многом определяющих активность отходов на АЭС, как ^{60}Co и ^{137}Cs , составляет 0,1 кБк/кг).

Верхней границей отнесения к ОНАО являются предельные значения удельной активности для отнесения отходов к радиоактивным (ПЗУА), установленные Постановлением правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069 [11]. Т.е. контролируемые объекты относятся к ОНАО, если одновременно не выполняется условие (1) и выполняется условие (2):

$$\sum_i \left(\frac{A_i}{\text{ПЗУА}_i} \right) \leq 1. \quad (2)$$

В [9] установлен критерий для предварительной сортировки отходов по мощности дозы гамма-излучения над фоном на расстоянии 0,1 м от поверхности при соблюдении условий измерения в соответствии с утвержденными методиками:

- гамма-излучающие отходы АЭС считаются очень низкоактивными при мощности дозы от 0,1 мкЗв/ч до 1 мкЗв/ч.

Если мощность дозы больше 1 мкЗв/ч, то окончательное решение об отнесении отходов к ОНАО принимается на основе данных об активности и радионуклидном составе рассматриваемых отходов [9].

2 Актуальные проблемы обращения с ОНАО

2.1 Неопределенность правового статуса ОНАО

Как указывалось ранее, ОНАО не являются РАО и, исходя из сложившейся системы регулирования обращения с отходами, подпадают под требования 89-ФЗ. Однако, концепция обращения с ОПП в соответствии с 89-ФЗ не предусматривает наличия и необходимости учёта радиационного фактора, который является экзистенциальным для ОНАО. Система обращения с ОПП включает классификацию, паспортизацию, учет и контроль отходов, лицензирование, нормирование образования и размещения отходов и т. д., и ни в одном из элементов системы в рамках 89-ФЗ не учитывается возможное наличие радионуклидов, необходимость их учета и принятия мер радиационной безопасности. Вопрос неопределенность правового статуса ОНАО подробно рассмотрен в [3-6].

Таким образом, ОНАО, формально являясь ОПП, в настоящее время не обеспечено должным уровнем нормативного правового регулирования.

2.2 Гармонизация подходов к обращению с ОНАО с базовыми принципами и подходами к обращению с ОПП

Вторая проблема вытекает из первой. Сложившаяся на АЭС практика обращения с ОНАО соответствует требованиям СП ОНАО и не соответствует 89-ФЗ и подзаконным актам. Подходы и процедуры обращения с отходами в соответствии с СП ОНАО ближе к системе обращения с РАО, нежели с ОПП в соответствии с 89-ФЗ.

2.2.1 Начнем с рассмотрения определения понятий «ОПП», «ОНАО» и «РАО». В соответствии с 89-ФЗ ОПП - вещества или предметы, которые образованы в процессе производства, выполнения работ, оказания услуг или в процессе потребления, которые удаляются, предназначены для удаления или подлежат удалению. В определении ОПП отсутствует характеристика «не подлежащие дальнейшему использованию», лежащая в основе понятия «РАО» (В соответствии с 170-ФЗ [12] РАО - не подлежащие дальнейшему

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

использованию материалы и вещества, а также оборудование, изделия (в том числе отработавшие источники ионизирующего излучения), содержание радионуклидов в которых превышает уровни, установленные в соответствии с критериями, установленными Правительством Российской Федерации). Т.е., в отличие от РАО, для ОПП предусмотрен вариант полезного использования (утилизация). Более того, в соответствии с п. 8 статьи 12 89-ФЗ [7] запрещается захоранивать ОПП, содержащие полезные компоненты по перечню, утверждённому распоряжением Правительства РФ от 25.07.2017 № 1589-р [15], без проведения их утилизации.

Согласно [1] ОНАО - это материалы, изделия, оборудование и грунт, которые не подлежат дальнейшему использованию. При этом ОСПОРБ-99/2010 допускает ограниченное использование материалов и изделий с удельной активностью техногенных радионуклидов более УАНИ, но не превышающей значений минимально значимой удельной активности (МЗУА), при условии оформления санитарно-эпидемиологического заключения (СЭЗ) с указанием разрешенного вида деятельности, подтверждающего не превышения индивидуальной годовой эффективной дозой облучения при планируемом виде их использования значения 10 мкЗв. В случае невозможности или нецелесообразности использования таких материалов и изделий они направляются на специально выделенные участки объектов размещения производственных отходов в соответствии с законодательством в сфере обращения с отходами производства и потребления [10].

Т.е. формально к категории ОНАО относится только та часть образующихся на АЭС отходов производства с повышенным содержанием радионуклидов, которая не подлежит дальнейшему использованию.

2.2.2 Согласно [4] обращение с ОПП включает в себя деятельность по сбору, накоплению, транспортированию, обработке, утилизации, обезвреживанию, размещению отходов. В СП ОНАО [9] для обращения с ОНАО выделены следующие этапы: сбор, сортировка, временное хранение, переработка, транспортирование и захоронение. Такая этапность обращения в большей степени соответствует обращению с РАО, но не соответствует 89-ФЗ [7]. В соответствии с [8] обращение с РАО - деятельность по сбору, сортировке, переработке, кондиционированию, перевозке, хранению и захоронению РАО.

В таблице 1 приведено сопоставление этапов обращения с ОПП в соответствии с [7], ОНАО в соответствии с [9] и РАО в соответствии с [8].

Таблица 1 - Соответствие этапов обращения с ОПП, ОНАО и РАО

ОПП	ОНАО	РАО
сбор	сбор	сбор
накопление	сбор, сортировка, временное хранение	сбор, сортировка, промежуточное хранение
транспортирование	транспортирование	перевозка
обработка	сортировка	сортировка, переработка
утилизация	-	-
обезвреживание	переработка	переработка, кондиционирование
размещение/хранение	-	хранение
размещение/захоронение	захоронение	захоронение

Можно выделить следующие принципиальные отличия в этапах обращения с ОПП и ОНАО.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

2.2.2.1 Для ОПП предусмотрены процедуры накопления, т. е. складирования на срок до 11 месяцев, и хранения, т. е. складирование отходов в специализированных объектах сроком более чем одиннадцать месяцев в целях утилизации, обезвреживания, захоронения. К процедурам накопления и хранения предъявляются разные требования. При этом в соответствии с [13] для накопления ОПП, в отличие от их хранения, лицензия не требуется.

Исходя из определения понятия «накопление», приведенного в [7], и учитывая положения СанПиН 2.1.3684-21 [14] можно заключить, что процедура «накопления» ОПП соответствует сбору, сортировке и промежуточному хранению РАО.

2.2.2.2 При обращении с ОПП выделяется процедура обработки отходов - предварительная подготовка отходов к дальнейшей утилизации, включая их сортировку, разборку, очистку [7]. В таком определении процедура соответствует сортировке и переработке (например, фрагментации) РАО, а также их дезактивации.

2.2.2.3 При обращении с ОПП выделяется процедура утилизации отходов - использование отходов для производства товаров (продукции), выполнения работ, оказания услуг, включая повторное применение отходов, в том числе повторное применение отходов по прямому назначению (рециклинг), их возврат в производственный цикл после соответствующей подготовки (регенерация), извлечение полезных компонентов для их повторного применения (рекуперация). Утилизация ОПП в соответствии с [7] является приоритетным направлением государственной политики в области обращения с отходами. В тоже время, как было отмечено ранее, РАО по определению не подлежат дальнейшему использованию/утилизации.

Для ОПП утилизация является обязательной процедурой. Захоронение отходов, в состав которых входят полезные компоненты, подлежащие утилизации, запрещается. Установленный [15] перечень видов отходов, в состав которых входят полезные компоненты и захоронение которых запрещается, включает 182 наименования вида отхода с указанием кода из Федерального классификационного каталога отходов (ФККО). Кроме того, в соответствии со статьей 17.1 89-ФЗ [7] отходы, которые или части которых могут быть повторно использованы для производства товаров, выполнения работ, оказания услуг или получения энергии, могут быть отнесены к вторичным ресурсам. С 01.01.2030 вступает в действие норма в [7], в соответствии с которой вторичные ресурсы подлежат утилизации, и их захоронение не допускается.

2.2.2.4 При обращении с ОПП выделяется процедура обезвреживания - уменьшение массы отходов, изменение их состава, физических и химических свойств (включая сжигание), в целях снижения негативного воздействия отходов на здоровье человека и окружающую среду. Указанный этап по смыслу соответствует этапам переработки (технологические операции, выполняемые в целях изменения физической формы, агрегатного состояния и (или) физико-химических свойств радиоактивных отходов для их последующего кондиционирования) и кондиционирования (технологические операции по приведению радиоактивных отходов в физическую форму и состояние, пригодные для их захоронения и соответствующие критериям приемлемости) РАО.

2.2.2.5 При обращении с ОПП выделяется процедура размещения, объединяющая хранение и захоронение отходов [7]. При этом под хранением ОПП, как указывалось выше, понимается складирование отходов в специализированных объектах сроком более чем одиннадцать месяцев в целях утилизации, обезвреживания, захоронения. А под захоронением ОПП - изоляция отходов, не подлежащих дальнейшей утилизации, в специальных хранилищах в целях предотвращения попадания вредных веществ в окружающую среду.

Хранение ОПП подразумевает наличие намерения последующей утилизации и обезвреживания отходов, что по смыслу соответствует процедуре промежуточного хранения РАО. Следует отметить, что для процедуры промежуточного хранения РАО, в 31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

отличии от хранения ОПП, в [16] установлены предельные сроки. Процедуре промежуточного хранения РАО также соответствует накопление ОПП, для которого в отличии от хранения ОПП установлены предельные сроки.

Понятие захоронение ОПП по смыслу в целом близко понятию захоронение РАО (безопасное размещение радиоактивных отходов в пункте захоронения радиоактивных отходов без намерения их последующего извлечения).

2.2.2.6 Важно отметить, что при обращении с ОПП акцент делается на максимизацию их утилизации и минимизацию захоронения. Наличие радиационного фактора ограничивает возможности по утилизации ОНАО и требует всестороннего анализа. В тоже время важно обеспечить возможность той или иной формы утилизации таких видов ОНАО, как металлолом, грунт, строительные конструкции, солевые концентраты. Для видов отходов, для которых утилизация нецелесообразна, важно обеспечить минимизацию объема их образования. При этом необходимо учитывать, что в ходе обращения с ОНАО, например, при их компактировании, возможно образование вторичных РАО.

3 Организация регулирования обращения с ПО ПСР (ОНАО)

С целью устранения фундаментальных пробелов в регулировании обращения с ОНАО (ПО ПСР) в 2024 году по результатам совещания по совершенствованию нормативного правового обеспечения деятельности по обращению с промышленными отходами, содержащими радиоактивные вещества (радионуклиды) в количествах, не соответствующих критериям отнесения к радиоактивным отходам, под председательством заместителя Минприроды России Д.Д. Тетенькина при участии представителей Минприроды России, Росприроднадзора и ГК «Росатом» утверждён «План мероприятий по организации регулирования обращения с отходами с повышенным содержанием радионуклидов, не относящихся к категории радиоактивных отходов». «План...» предусматривает реализацию в 2024 — 2026 гг. обширного комплекса мероприятия, включающего:

- 1) проработка методологии обеспечения РБ при обращении с ПО ПСР;
- 2) оценку необходимости внесения изменений в ФЗ-89 в части закрепления понятия ПО ПСР;
- 3) оценку необходимости и разработку предложений по внесению изменений подзаконные акты и НПА Минприроды, регулирующие обращение с ОПП [13,17-22] в части классификации, паспортизации, учета, инвентаризации, лицензирования, учета объектов негативного воздействия и платы за негативное воздействие на ОС, ведения государственного кадастра отходов и ФККО и др.;
- 4) разработка порядка и требований к обращению (накопление, хранение, транспортирование, захоронение) с ПО ПСР;
- 5) разработка требований к объектам размещения (захоронения) ПО ПСР;
- 6) учёт особенностей мониторинга объектов размещения ПО ПСР;
- 7) выявление и оценка объемов ПО ПСР в атомной отрасли;
- 8) рассмотрение вопроса о включении ПО ПСР в ФККО.

К настоящему моменту основную часть мероприятий «Плана...» еще только предстоит реализовать. В рамках реализации п. 1) под эгидой Генеральной инспекции ГК «Росатом» ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России разработаны, утверждены и введены в действие с 02.12.2024 Методические рекомендации «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами, содержащими радионуклиды» [24]. Методические рекомендации разработаны с целью обобщения рекомендаций по использованию положений, применимых для обеспечения радиационной безопасности при обращении с ПО ПСР [23]. В ходе рассмотрения первой и второй редакций указанного документа компетентными организациями было сформулировано около 800 замечаний, что подчеркивает сложность вопроса, наличие

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

значительных пробелов в регулировании и плюрализм мнений о путях решения проблемы обращения с ПО ПСР.

В АО «Концерн Росэнергоатом» с 2022 года реализуется «Дорожная карта по организации в АО «Концерн Росэнергоатом» работ с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды (содержащими радиоактивные вещества в количествах, не соответствующих критериям отнесения к радиоактивным отходам) (ОНАО)» (Распоряжение от 15.11.2022 № 09/020101/60-Рп). В рамках ее реализации в 2024-2025 гг. разработан стандарт организации СТО 1.1.1.01.002.2295-2025 «Обращение с очень низкоактивными (нерадиоактивными) отходами» [24]. Положения стандарта основываются на требованиях 89-ФЗ с учётом СП 2.6.6.2572-2010 «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды». Предполагается последовательный ввод в действие положений СТО 1.1.1.01.002.2295-2025 в практику обращения с ОНАО на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» с учетом реализации «Плана...».

В ходе реализации «Плана...» предстоит решить следующие основные концептуальные вопросы:

- порядок учета радиационного фактора при классификации;
- порядок указания радиационных характеристик в паспорте на ОНАО;
- особенности учета ОНАО;
- нормативы образования и лимиты на размещение;
- образование вторичных РАО при обращении с ОНАО;
- возможность использования установок переработки РАО для обезвреживания/обработки ОНАО;
- утилизация ОНАО;
- увеличение срока накопления для ОНАО.

Кроме рассмотренных выше проблем важной актуальной задачей является обеспечение РК ОНАО. В области РК ОНАО те же актуальные вопросы, что и при РК РАО:

- обоснование перечня контролируемых радионуклидов при отнесении к ОНАО;
- обеспечение определения удельных активностей сложнодетектируемых радионуклидов.

Задача разделения ОНАО и освобожденных из-под РК отходов дополнительно усложняется в виду малой удельной активности контролируемых радионуклидов (необходимость обеспечить контроль на уровне долей УАНИ).

Заключение

Существуют фундаментальные пробелы в регулировании обращения с ОНАО (ПО ПСР). ОНАО исходя из сложившейся системы регулирования обращения с отходами являются объектом регулирования 89-ФЗ. Однако концепция обращения с ОПП в соответствии с 89-ФЗ не предусматривает наличия и необходимости учёта радиационного фактора, который является экзистенциальным для ПО ПСР.

С целью устранения существующих пробелов в регулировании обращения с ПО ПСР (ОНАО) запланирован к реализации «План мероприятий по организации регулирования обращения с отходами с повышенным содержанием радионуклидов, не относящихся к категории радиоактивных отходов».

Основные мероприятия «Плана...» еще только предстоит реализовать. Ведутся дискуссии по концепции грядущих изменений.

К настоящему моменту разработаны Методические рекомендации «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами, содержащими радионуклиды». Для регламентации обращения с ОНАО на АЭС в АО «Концерн

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Росэнергоатом» разработан СТО 1.1.1.01.002.2295-2025 «Обращение с очень низкоактивными (нерадиоактивными) отходами».

ЛИТЕРАТУРА

1. СП 2.6.6.2572-2010 «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды» (введено в действие Постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 18.01.2010 № 4).

2. НП-006-16 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР»

3. Иванов Е. А., Шаров Д. А., Демьяненко М. В., Шарафутдинов Р. Б., Курындин А. В. О некоторых проблемах обращения с промышленными отходами, содержащими техногенные радионуклиды // Ядерная и радиационная безопасность. 2019. № 3 (93). С. 1—11.

4. Абрамов А. А., Большов Л. А., Гаврилов П. М., Дорофеев А. Н., Игин И. М., Линге И. И., Мокров Ю. Г., Печкуров А. В., Уткин С. С. Об идеях расширения системы обращения с РАО на промышленные отходы, содержащие техногенные радионуклиды // Радиоактивные отходы. 2019. № 4 (9). С. 6—13.

5. Барчуков В. Г., Кочетков О. А., Кузнецова Л. И., Максимов А. А. Анализ зарубежной практики регулирования безопасного обращения с отходами, содержащими техногенные радионуклиды с очень низкими уровнями активности (обзор). Саратовский научно-медицинский журнал 2019; 15 (4): 971—976.

6. Кузнецов А. Ю., Бочаров К. Г., Мамакина Н. В., Кочетков О. А. Текущее состояние работ по совершенствованию обращения с промышленными отходами, содержащими радионуклиды в количествах, не соответствующих критериям отнесения к радиоактивным отходам // Радиоактивные отходы. 2020. № 4 (13). С. 6—13.

7. Федеральный закон РФ от 24.06.1998 № 89-ФЗ «Об отходах производства и потребления».

8. Федеральный закон РФ от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»

9. СП 2.6.6.2572-2010 «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды» (введено в действие Постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 18.01.2010 № 4)

10. СП 2.6.1.2612-10 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)

11. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов»

12. Федеральный закон РФ от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии»

13. *Федеральный закон РФ от 04.05.2011 № 99-ФЗ «О лицензировании отдельных видов деятельности»*

14. СанПиН 2.1.3684-21 «Санитарно-эпидемиологические требования к содержанию территорий городских и сельских поселений, к водным объектам, питьевой воде и питьевому водоснабжению, атмосферному воздуху, почвам, жилым помещениям, эксплуатации производственных, общественных помещений, организации и проведению санитарно-противоэпидемических (профилактических) мероприятий»

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

15. Распоряжение Правительства РФ от 25.06.2017 № 1589-р «Об утверждении перечня видов отходов производства и потребления, в состав которых входят полезные компоненты, захоронение которых запрещается»

16. Приказ ГК «Росатом» от 17.05.2021 № 1/7-НПА «Об утверждении сроков промежуточного хранения радиоактивных отходов и объемов таких отходов для организаций, эксплуатирующих особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты»

17. Приказ Минприроды России от 08.12.2020 № 1028 «Об утверждении Порядка учёта в области обращения с отходами»

18. Приказ Минприроды России от 08.12.2020 № 1026 «ОБ УТВЕРЖДЕНИИ ПОРЯДКА ПАСПОРТИЗАЦИИ И ТИПОВЫХ ФОРМ ПАСПОРТОВ ОТХОДОВ I - IV КЛАССОВ ОПАСНОСТИ»

19. Приказ Минприроды России от 04.12.2014 № 536 «Об утверждении Критериев отнесения отходов к I - V классам опасности по степени негативного воздействия на окружающую среду»

20. Приказ Минприроды России от 08.12.2020 № 1027 «Об утверждении порядка подтверждения отнесения отходов I - V классов опасности к конкретному классу опасности»

21. Приказ Минприроды России от 30.09.2011 № 792 «Об утверждении Порядка ведения государственного кадастра отходов»

22. Приказ Минприроды России от 25.02.2010 № 49 «Об утверждении Правил инвентаризации объектов размещения отходов»

23. Методические рекомендации «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами, содержащими радионуклиды»

24. СТО 1.1.1.01.002.2295-2025 «Обращение с очень низкоактивными (нерадиоактивными) отходами»

МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ ПО РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

А. В. Симаков, Ю. В. Абрамов, Н. Л. Проскуракова

*ФГБУ «Государственный научный центр Российской Федерации – Федеральный медицинский биофизический центр имени А. И. Бурназяна» ФМБА России, Москва, Россия
эл. почта: asimakov1948@mail.ru*

Эксплуатация предприятий ядерного топливного цикла является потенциальным источником неизбежного риска для работающего на них персонала и для населения. Правовые основы обеспечения безопасности населения определяет 52-ФЗ от 30.03.1999 [1]. Законом определено, что санитарно-эпидемиологическое благополучие населения обеспечивается в том числе посредством государственного санитарно-эпидемиологического нормирования. Основопологающим нормативным документом системы санитарно-эпидемиологического нормирования при работах с источниками ионизирующего излучения (ИИИ) являются Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ).

ОСПОРБ регламентируют общие требования обеспечения радиационной безопасности без конкретного алгоритма действий по их выполнению. В развитие основных положений ОСПОРБ предусмотрены разработка и внедрение государственных санитарно-эпидемиологических правил и методических документов, содержащих

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

конкретные критерии, необходимые для успешной реализации основных требований безопасности.

В период с 2005 по 2025 гг. специалистами. ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна разработаны более 40 методических документов (методические указания, руководства) по различным аспектам обеспечения радиационной безопасности персонала и населения, содержащие критерии и алгоритм действий по реализации требований ОСПОРБ-99/2010 [2], в том числе:

- установление категории потенциальной опасности радиационных объектов;
- критерии принятия решения при планируемом изменении технологии;
- обеспечение безопасности при реабилитации загрязненных радионуклидами территорий;
- гигиенические критерии для установления контрольных уровней параметров радиационной обстановки и доз облучения персонала;
- установление класса работ при работе с открытыми источниками излучения и др.

Руководство Р 2.6.1.20 – 05 «Медико-санитарные требования к обеспечению радиационной безопасности при работах с плутонием в условиях двухзональной планировки литейно-механического производства завода 20 ПО «Маяк» [3].

Разделом 3.8. действовавших в 2005 г. «Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности» (ОСПОРБ-99) [4] регламентировано, что все работы с использованием открытых источников излучения разделяются на три класса. Класс работ устанавливается в зависимости от группы радиационной опасности радионуклида и его активности на рабочем месте. При работах I класса производственные помещения разделяются на три зоны (п.3.8.10):

1 зона - необслуживаемые помещения, где размещаются технологическое оборудование и коммуникации, являющиеся основными источниками излучения и радиоактивного загрязнения. Пребывание персонала в необслуживаемых помещениях при работающем технологическом оборудовании не допускается;

2 зона - помещения временного пребывания персонала, предназначенные для ремонта оборудования, других работ, связанных с вскрытием технологического оборудования, размещения узлов загрузки и выгрузки радиоактивных веществ, временного хранения сырья, готовой продукции и радиоактивных отходов;

3 зона - помещения постоянного пребывания персонала.

При работах I класса в зависимости от назначения радиационного объекта и эффективности применяемых защитных барьеров допускается двухзональная планировка рабочих помещений. Требования радиационной безопасности для этих условий регламентируются специальными нормативно-методическими документами.

Руководство Р 2.6.1.20 – 05 [3] было разработано в целях практической реализации данного положения ОСПОРБ-99 и впервые в практике государственного санитарно-эпидемиологического нормирования содержит гигиенические требования и свод специальных правил по обеспечению радиационной безопасности и организации рабочих мест персонала при работах I класса в условиях двухзональной планировки производственных помещений.

Методические указания «Установление категорий потенциальной опасности радиационных объектов». МУ 2.6.1.2005–05 [5].

ОСПОРБ 99/2010 [2] классифицируют радиационные объекты по потенциальной радиационной опасности, определяющейся возможным радиационным воздействием на население и персонал при радиационной аварии.

По потенциальной радиационной опасности ОСПОРБ 99/2010 [2] устанавливают четыре категории объектов:

К I категории относятся радиационные объекты, при аварии на которых возможно их радиационное воздействие на население и могут потребоваться меры по его защите.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Для объектов II категории радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией санитарно-защитной зоны.

К III категории относятся объекты, радиационное воздействие при аварии которых ограничивается территорией объекта.

К IV категории относятся объекты, радиационное воздействие от которых при аварии ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения.

ОСПОРБ 99/2010 [2] не содержат алгоритм практической реализации установления категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта и критериев для определения категории потенциальной опасности радиационных объектов, превышение которых в результате радиационной аварии характеризуется как аварийное радиационное воздействие. В целях конкретизации выполнения требования ОСПОРБ 99/2010 [2] об установлении категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта и определения зависимости профессионального риска от возникновения радиационной аварии специалистами ФГБУ «Государственный научный центр Российской Федерации - Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна» ФМБА России совместно с ФБУН «Научно-исследовательский институт радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева» и др. организациями разработаны методические указания «Установление категорий потенциальной опасности радиационных объектов» МУ 2.6.1.2005 – 05 [5] (в 2019 г. внедрена актуализированная версия данного документа МУ 2.6.5.08–2019 «Установление категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта» [6]). Данными МУ введена в действие система критериев для определения категории потенциальной опасности радиационных объектов, превышение которых в результате радиационной аварии характеризуется как аварийное радиационное воздействие.

При установлении категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта оцениваются эффективные дозы потенциального облучения персонала и населения в результате максимальной радиационной аварии в следующих пространственных зонах:

- помещения, где осуществляется непосредственное обращение с источниками ионизирующего излучения (производственные помещения);
- остальная территория радиационного объекта (промышленная площадка);
- санитарно-защитная зона радиационного объекта;
- территория за пределами санитарно-защитной зоны.

По результатам этих оценок определяется территория возможного распространения аварийного радиационного воздействия.

Основой для установления категории потенциальной опасности является характеристика максимальной радиационной аварии на радиационном объекте (термин, введенный МУ 2.6.5.2005–05) [5], при которой масштаб (территория) аварийного радиационного воздействия на персонал или население является наибольшим. При установлении категории потенциальной опасности радиационного объекта расчеты эффективных доз потенциального облучения выполняются без учета проведения дополнительных защитных мероприятий.

При установлении категории радиационного объекта для определения масштабов возможного аварийного радиационного воздействия на различные категории облучаемых лиц используются следующие уровни (гигиенические критерии) эффективных доз потенциального облучения:

- для персонала группы А - 20 мЗв/год;
- для персонала группы Б - 5 мЗв/год;
- для населения - 1 мЗв/год.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Если за пределами санитарно-защитной зоны радиационного объекта при максимальной радиационной аварии возможно получение населением эффективной дозы потенциального облучения более 1,0 мЗв/год, объекту присваивается I категория.

Если радиационный объект не относится к I категории и в его санитарно-защитной зоне, которая не совпадает с территорией объекта, при максимальной радиационной аварии возможно получение хотя бы одной из категорий облучаемых лиц, нахождение которых в ней допускается установленным на объекте режимом посещения, эффективной дозы потенциального облучения, превышающей установленные гигиенические критерии, объекту присваивается II категория.

Если радиационный объект не относится ни к I, ни ко II категории и на его территории вне помещений, где осуществляется непосредственное обращение с источниками ионизирующего излучения, при максимальной радиационной аварии возможно получение хотя бы одной из категорий облучаемых лиц, нахождение которых на территории объекта допускается установленным на нем режимом посещения, эффективной дозы потенциального облучения, превышающей установленные гигиенические критерии, объекту присваивается III категория.

Всем остальным радиационным объектам присваивается IV категория потенциальной радиационной опасности.

Методические указания «Критерии принятия решения при планируемом изменении технологии на предприятии ЯТЦ, его реконструкции и перепрофилировании». МУ 2.6.1. 15-06 [6].

При любом планируемом мероприятии, которое может привести к ухудшению радиационной обстановки на предприятии ядерного топливного цикла, следует оценивать потенциальную опасность реализации данного мероприятия для персонала и населения, исходя из принципов обоснования и оптимизации в целях обеспечения радиационной безопасности

Любое планируемое мероприятие, которое может привести к ухудшению радиационной обстановки на предприятии ЯТЦ, на отдельном производственном участке или помещении, должно отвечать следующим требованиям:

- не повышать категорию потенциальной опасности предприятия ЯТЦ;
- не повышать класс работ с открытыми ИИИ;
- не повышать класс условий труда персонала более, чем на единицу

(допускается повышение класса условий труда персонала с допустимых – класс 2 до вредных – класс 3.1; с вредных – класс 3.1 до вредных – класс 3.2), но не выше класса 3.2.

В качестве гигиенических критериев для принятия решения о целесообразности и/или возможности реализации планируемых мероприятий, способных привести к ухудшению радиационной обстановки на предприятии ЯТЦ, приняты:

- прогнозируемые эффективные дозы облучения персонала с учётом максимальных неопределённостей измерения отдельных составляющих эффективной дозы, которые могут сформироваться после реализации данных мероприятий;

- прогнозируемые эквивалентные дозы облучения хрусталика глаза, кожи, кистей и стоп персонала с учётом максимальных неопределённостей измерения отдельных составляющих эквивалентных доз в отдельных органах и тканях тела, которые могут сформироваться после реализации данных мероприятий.

Методическими указаниями регламентированы следующие допустимые значения доз облучения, гарантирующие непревышение основных дозовых пределов:

- если эффективная доза формируется только гамма-излучением - 15,4 мЗв/год;
- если эффективная доза формируется только внутренним излучением - 8,0 мЗв/год;

- если происходит облучения кожи, кистей и стоп бета-излучением - эквивалентная доза 330 мЗв/год;

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

- если происходит облучение хрусталика глаза бета-гамма-излучением - эквивалентная доза 100 мЗв/год.

Методические указания «Установление класса работ при обращении с открытыми источниками излучения». МУ 2.6.1.044 -08 [7].

С первых лет создания отечественной атомной промышленности и энергетики одним из основных мероприятий по обеспечению радиационной безопасности персонала при работах с открытыми источниками ионизирующих излучений являлось установление класса работ. Классом работ определяется зональность производственных помещений, требования к их отделке, компоновке технологического оборудования и т. д.

Согласно ОСПОРБ 99/2010 [2] класс работ устанавливается в зависимости от группы радиационной опасности радионуклида как потенциального источника внутреннего облучения и суммарной активности радионуклидов на рабочем месте.

МУ 2.6.1.044-08 [7] вводят в действие систему критериев для установления класса работ при работе с открытыми источниками ионизирующих излучений.

В данных методических указаниях приводится обоснование принятых гигиенических критериев для установления класса работ при:

- обращении с ураном и его соединениями в разделительных и сублиматных производствах;
- обращении с ураном и его соединениями на предприятиях по фабрикации ядерного топлива, добыче и переработке урановой руды.

Для установления класса работ с открытыми источниками излучения при переработке урана и его соединений на предприятиях по фабрикации ядерного топлива, добыче и переработке урановой руды в качестве гигиенического критерия принимается *фактическая суммарная активность радионуклидов* (термин, введенный МУ 2.6.1.044-08 [7]) – суммарная активность радионуклидов, поступающая в воздушную среду производственных помещений и определяющая потенциальную опасность внутреннего облучения персонала на рабочем месте.

Руководство «Обеспечение радиационной безопасности персонала и населения при проведении работ по реабилитации загрязненных радионуклидами участков территории». Р 2.6.5.026–15 [8].

Руководство Р 2.6.5.026–15 [8] содержит требования практически по всем основным аспектам безопасности персонала и населения при проведении работ по реабилитации загрязненных радионуклидами территорий промышленных объектов при выводе их из эксплуатации, территорий, загрязненных в результате радиационных аварий и испытаний ядерного оружия.

Работы по реабилитации загрязненных радионуклидами участков территории должны выполняться с соблюдением требований обеспечения безопасности как персонала, так и населения. Основными радиационными факторами при работах по реабилитации территории являются поверхностное загрязнение радиоактивными веществами, поступление радионуклидов в организм при дыхании и гамма-излучение от загрязненных участков.

Выполнение работ на радиационно-загрязненных участках территории и работ по обращению с радиоактивными отходами должно производиться по специальным регламентам и программам, предусматривающим:

- получение предварительной информации о радиационной обстановке в местах проведения работ для прогноза доз облучения персонала и планирования защитных мероприятий;
- мероприятия по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения;
- мероприятия по охране окружающей среды;
- условия и маршруты перемещения загрязненных материалов;
- организацию инструктажа персонала;

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

- организацию и проведение дезактивации оборудования и инструмента;
- организацию оперативного индивидуального дозиметрического контроля;
- использование необходимого и достаточного комплекта средств индивидуальной защиты;
- использование санпропускника, применение переносных саншлюзов, организацию санитарных барьеров и других мероприятий по ограничению распространения радиоактивных загрязнений из зоны проведения работ;
- схему обращения с радиоактивными отходами;
- своевременную замену загрязненной выше допустимых значений спецодежды.

Руководство «Гигиенические критерии для установления контрольных уровней параметров радиационной обстановки и доз облучения персонала» Р ФМБА 2.6.5. 001-2024 [9].

Основополагающие нормативные документы системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования НРБ-99/2009 [10] (п. 7.4.) и ОСПОРБ-99/2010 [2] (п. 3.13.9) требуют установления контрольных уровней (КУ) для всех контролируемых параметров при осуществлении радиационного контроля. КУ радиационных параметров и доз облучения устанавливаются с целью проведения оперативного контроля за радиационной обстановкой, предотвращения превышения установленных основных пределов доз профессионального облучения персонала, закрепления достигнутого уровня радиационной безопасности и обеспечения дальнейшего снижения уровней облучения персонала и населения, а также радиоактивного загрязнения окружающей среды.

В системе мероприятий по управлению радиационными рисками при работе с источниками ионизирующего излучения и методическом обеспечении надзорных функций соответствующих территориальных органов ФМБА России методологии установления контрольных уровней (КУ) параметров радиационной обстановки и доз облучения персонала принадлежит важная роль. До внедрения в практику руководства Р ФМБА 2.6.5. 001-2024 [9] единые требования к методам разработки КУ радиационных параметров отсутствовали.

Исходя из требований НРБ-99/2009 [10] руководством Р ФМБА 2.6.5. 001-2024 [9] предписано устанавливать КУ для следующих радиационных величин:

- эффективной дозы внешнего облучения персонала;
- ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения персонала;
- эквивалентной дозы облучения кожи, хрусталика глаза, кистей и стоп;
- параметров радиационной обстановки (мощности амбиентного эквивалента дозы внешнего излучения, объёмной активности радионуклидов в воздушной среде, плотности потока ионизирующих частиц, загрязнённости поверхностей радиоактивными веществами и др.).

Руководством предписано, что для решения задач управления радиационной безопасностью персонала и оперативного контроля за радиационной обстановкой могут устанавливаться следующие виды КУ:

- максимально возможные КУ, устанавливаемые из условия гарантированного непревышения допустимых значений параметров радиационной обстановки и пределов доз облучения. Эти значения КУ устанавливаются в начальный период эксплуатации радиационного объекта на основе допустимых значений радиационных параметров с учётом неопределённости результатов измерений;

- КУ, устанавливаемые из условия закрепления достигнутых значений параметров радиационной обстановки на уровне ниже допустимых. Эти значения КУ устанавливаются на основе сбора, обобщения и статистического анализа результатов радиационного контроля за предыдущий период (не менее одного года) после завершения начального периода эксплуатации;

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

- КУ, которые превышают допустимые значения параметров радиационной обстановки, могут устанавливаться в тех случаях, когда время радиационного воздействия мало, а снижение существующих уровней связано со значительными трудо- и дозо-затратами.

Регламентированная руководством возможность в исключительных случаях устанавливать временные повышенные, по сравнению с допустимыми уровнями, значения КУ радиационных параметров является весомым вкладом в методологию осуществления федерального государственного санитарно-эпидемиологического надзора. Обязательным условием при этом является непревышение годового предела дозы, установленного для соответствующей группы персонала. Повышенные по сравнению с допустимыми уровнями значения КУ радиационных параметров должны быть тщательно обоснованы расчетами, подтверждающими, что:

- установление КУ, превышающих допустимые уровни, не приведет к превышению основных дозовых пределов облучения персонала;
- проведение мероприятий по «нормализации» радиационной обстановки приведет к большим дозозатратам, чем выполнение работ в условиях действия повышенных КУ.

Внедрение Руководства позволило конкретизировать требования нормативных документов по установлению КУ в целях совершенствования системы радиационного контроля при обращении с источниками ионизирующего излучения в производственных условиях.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон от 30.03.1999 № 52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».
2. Санитарные правила СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности» (ОСПОРБ-99/2010).
3. Руководство Р 2.6.1.20–05 «Медико-санитарные требования к обеспечению радиационной безопасности при работах с плутонием в условиях двухзональной планировки литейно-механического производства завода 20 ПО «Маяк».
4. Санитарные правила СП 2.6.1.799-99 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности» (ОСПОРБ-99).
5. Методические указания МУ 2.6.1.2005–05 «Установление категорий потенциальной опасности радиационных объектов».
6. Методические указания МУ 2.6.1.15-06 «Критерии принятия решения при планируемом изменении технологии на предприятии ЯТЦ, его реконструкции и перепрофилировании».
7. Методические указания МУ 2.6.1.044-08 «Установление класса работ при обращении с открытыми источниками излучения».
8. Руководство Р 2.6.5.026–15 «Обеспечение радиационной безопасности персонала и населения при проведении работ по реабилитации загрязненных радионуклидами участков территории».
9. Руководство Р ФМБА 2.6.5. 001-2024 «Гигиенические критерии для установления контрольных уровней параметров радиационной обстановки и доз облучения персонала».
10. Санитарные правила и нормы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности» (НРБ-99/2009).

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

БЕЗОПАСНОЕ ОБРАЩЕНИЕ С ОГФУ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ТОПЛИВНОЙ КОМПАНИИ ТВЭЛ НА ПРИМЕРЕ АО «УЭХК»

А. В. Наливайко

АО «УЭХК», Новоуральск, Россия

эл. почта: avnalivayko@rosatom.ru

Россия – мировой лидер в обогащении урана. В процессе обогащения используется сырье российского и зарубежного происхождения из природных и вторичных источников, которым также является ОГФУ. ОГФУ представляет собой ценное многоцелевое сырье и подлежит дальнейшему использованию. Ст. 3 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 № 170-ФЗ к радиоактивным отходам относит не подлежащие дальнейшему использованию материалы и вещества, а также оборудование, изделия (в том числе отработавшие источники ионизирующего излучения), содержание радионуклидов в которых превышает уровни, установленные в соответствии с критериями, установленными Правительством Российской Федерации. С учетом изложенного ОГФУ не является РАО, так как подлежит дальнейшему использованию в качестве сырьевого материала для обогащения и изготовления урановой продукции.

В настоящее время Россия остается единственной страной, которая может максимально использовать возможности современных технологий центрифужного обогащения урана и экономически эффективно извлекать из ОГФУ ценный элемент – уран 235. Состав обеднённого урана очень близок к природному (за исключением пониженного содержания U-234 и U-235). Радиоактивность ОГФУ ниже природного урана.

Безопасность хранения ОГФУ оценена в отчетах по обоснованию безопасности при эксплуатации ядерных установок разделительных производств и подтверждена действующими лицензиями Ростехнадзора. Хранение ОГФУ осуществляется в толстостенных стальных емкостях V-2,5 и 4 м³ на специально оборудованных площадках обогатительных комбинатов. Безопасность хранения обеспечивается действенной системой мониторинга, технического диагностирования, обслуживания и ремонта емкостей, а также системами экологического мониторинга. Условия хранения являются общемировой практикой – хранение ОГФУ в США и в Европе осуществляется аналогичным образом, что соответствует нормативной базе МАГАТЭ. Безопасность условий хранения ОГФУ и отсутствие негативного воздействия на окружающую среду и население РФ подтверждена многолетними наблюдениями и международными аудитам.

В АО «УЭХК» планируется создание установок по переработке ОГФУ для перевода в более безопасную для хранения форму – закись-окись урана (U₃O₈) для обеспечения перехода от накопления к снижению объемов хранения ОГФУ на предприятиях Топливной компании Росатома АО «ТВЭЛ», максимального использования получаемых при реконверсии фторсодержащих соединений в замкнутом по фтору разделительно-сублиматном цикле в целях реализации принципов экологической политики, предусматривающей поддержание высокого уровня экологической безопасности, снижение экологических рисков, снижение уровня потенциального негативного воздействия производства на окружающую среду.

ЛИТЕРАТУРА

1. Программа безопасного обращения с обедненным гексафторидом урана Государственной корпорации «Росатом», утв. А.Е. Лихачевым 26.02.2020

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ СКОРОСТИ ВЫХОДА РАДИОНУКЛИДОВ В ГАЗОВУЮ ФАЗУ ИЗ РАСТВОРОВ, ИМИТИРУЮЩИХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ СРЕДЫ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА, ДЛЯ ОЦЕНКИ РАДИАЦИОННЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ И НАСЕЛЕНИЕ

А. М. Кошечева, М. В. Скворцов, А. С. Шаповалов, А. В. Познизов
Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия
e-mail: koscheeva@secnrs.ru

Для объектов ядерного топливного цикла (ОЯТЦ) не исключены нарушения нормальной эксплуатации, которые могут привести к проектным и запроектным авариям. Например, при нарушениях, связанных с разрушением первого барьера безопасности [1, 2], возможен выход радионуклидов (РН) в газовую фазу и попадание их в системы газоочистки, вентиляционные трубы/шахты и как следствие выброс в атмосферу, что влечет за собой серьезные радиационные последствия для персонала, населения и окружающей среды. В связи с вышеизложенным для технологических сред ОЯТЦ оценка безопасности на всех участках переработки отработавшего ядерного топлива является первостепенной задачей и требует внимательного отношения как со стороны эксплуатирующих организаций, так и надзорных органов.

Затронутая проблематика, связанная с выходом РН в газовую фазу при нарушениях нормальной эксплуатации и влияющая на пожаровзрывобезопасность и радиационную безопасность, в литературных источниках освещена недостаточно, поэтому возникла необходимость в проведении исследований и экспериментальном определении доли переходящих в газовую фазу РН для анализа возможных радиационных последствий. Наиболее важными с точки зрения радиационной опасности являются РН, обладающие высокой миграционной способностью. Выделяют следующие группы продуктов деления: летучие радионуклиды (йод, цезий, рутений, тритий и другие) и инертные газы (ксенон, криптон) [3]. При этом в технологических средах переработки ОЯТ присутствуют долгоживущие актиниды и продукты деления, в том числе нормируемые в сбросах и выбросах радиохимических предприятий, поэтому необходимо также учитывать их возможный выход в виде аэрозолей.

В настоящей работе на примере взрывов технологических сред проведены исследования по выходу РН в газовую фазу.

Для оценки радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду использовались методы, рекомендованные в руководстве по безопасности РБ-134-17 «Рекомендуемые методы оценки и прогнозирования радиационных последствий аварий на объектах ядерного цикла» [4].

Результаты и обсуждения

Взрыв технологических сред проводили с применением ячейки автоклава, улавливание РН осуществлялось в каскад водных и органических ловушек. Схема установки приведена на рисунке 1.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

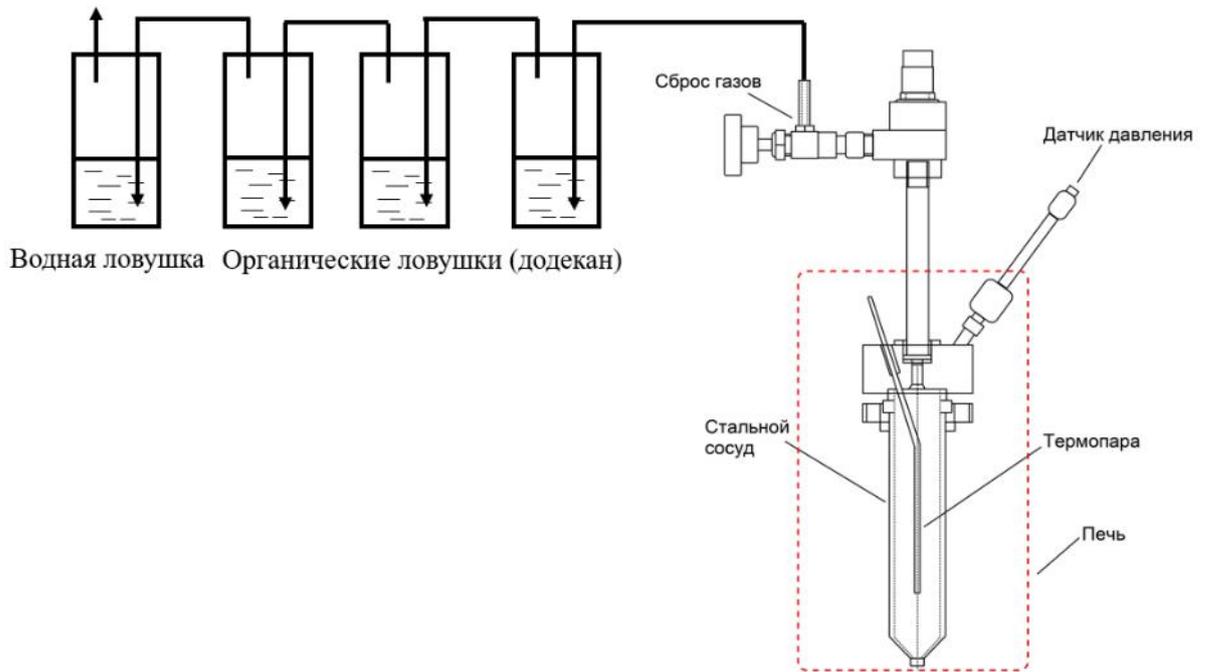


Рис. 1 - Принципиальная схема улавливания аэрозолей, образующихся при протекании теплового взрыва

При открытии клапана наблюдался резкий выброс накопившихся газов с аэрозолями элементов, а также частичное перетекание жидкой фазы (преимущественно органической при анализе двухфазных систем) из ячейки автоклава в ловушки. Спустя ~ 5 секунд после открытия клапана наблюдалось окончание выхода исследуемой среды в ловушки вследствие выравнивания давления, после чего систему ловушек отсоединяли от ячейки автоклава и анализировали ловушки на наличие в них РН. Изъятые образцы минерализовали с использованием микроволновой системы пробоподготовки МС-10. Определение содержания элементов в пробах осуществляли на приборе ICPMS-2030 («Shimadzu», Япония).

На примере среды «упаренный раствор ВАО с восстановителями» показаны результаты по выходу РН в газовую фазу при взрывах, которые представлены на рисунках 2 и 3.

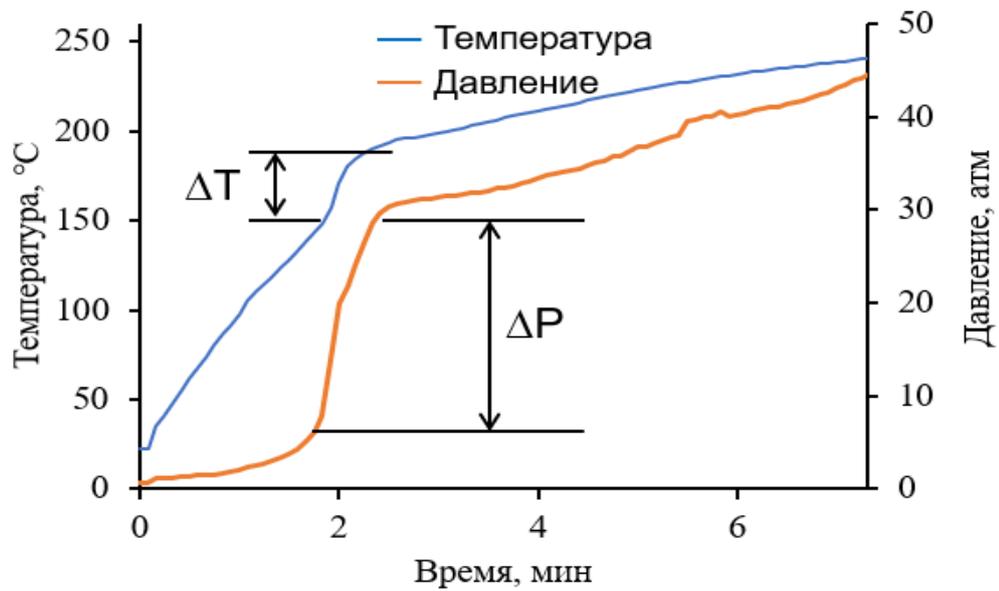


Рис. 2 - Зависимость температуры (синий) и давления (оранжевый) для среды «упаренный раствор ВАО с восстановителями»

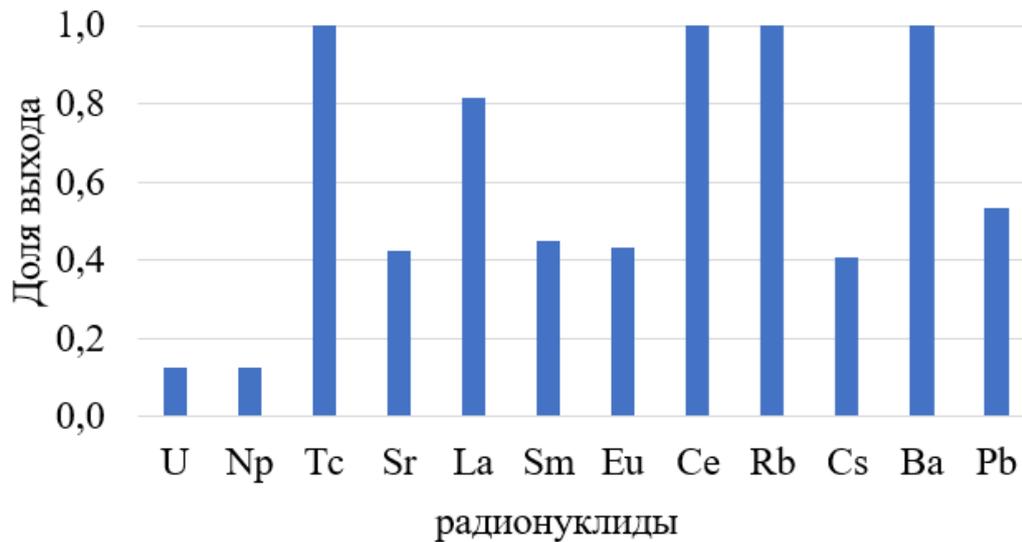


Рис. 3 - Доля выхода элементов в газовую фазу при взрыве для среды «упаренный раствор ВАО с восстановителями»

При нарушении нормальной эксплуатации в случае взрыва наблюдались высокие доли выхода для элементов: Tc, Ce, Rb, Ba, La, соответствующие 100 % выходу.

С учетом полученных данных по выходу РН была проведена оценка радиационного воздействия при взрывах. Поскольку при этих авариях возможно сопутствующее разрушение барьеров безопасности, например – разгерметизация бокса, повлекшая практически ~ 100 % выход радиоактивных веществ в объем помещения, то для обеспечения безопасности персонала были проведены расчеты, направленные на 31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

установление толщин защитных стенок бокса/камер на пути распространения ионизирующего излучения. Расчеты представлены на рисунках 4 и 5.

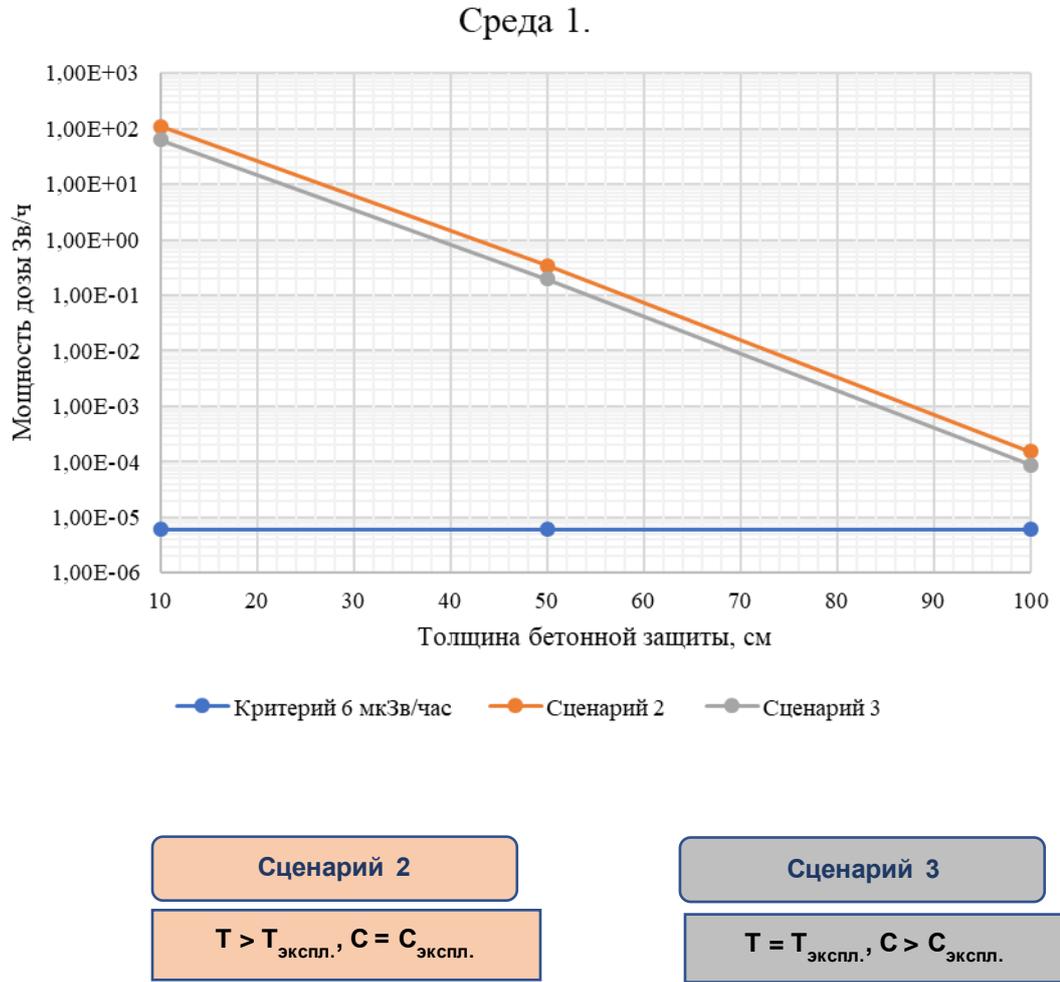


Рис. 4 - Мощность дозы за бетонной защитой бокса при аварии со взрывом аппарата со средой «упаренный раствор ВАО с восстановителями»

Среда 1.

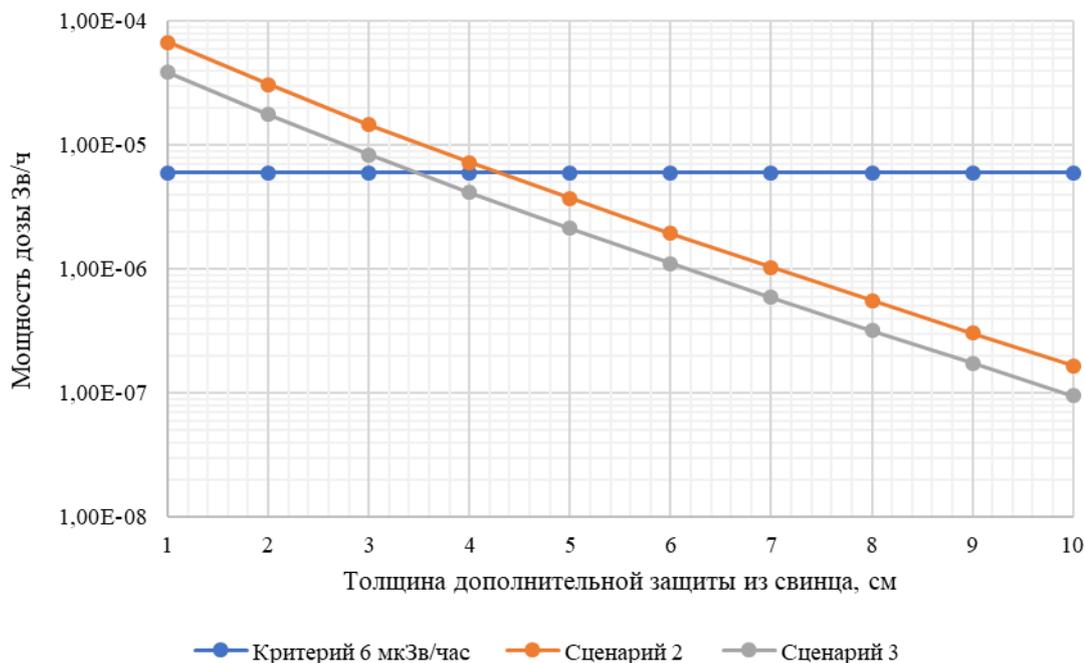


Рис. 5 - Мощность дозы за бетонной защитой и дополнительной защитой из свинца при аварии со взрывом аппарата со средой «упаренный раствор ВАО с восстановителями»

Анализ проведенных консервативных расчетов свидетельствует о том, что при нарушениях нормальной эксплуатации, связанных со взрывами среды «упаренный раствор ВАО с восстановителями», целесообразно предусмотреть дополнительную свинцовую защиту помимо бетонной. Также расчеты показали, что темп роста ожидаемой дозы облучения от ингаляционного поступления РН для персонала при взрывах может составлять до 10^7 Зв/час.

Таким образом, проведенные исследования показали, что необходимо обратить внимание на те РН, которые способны к выходу в газовую фазу в случае нарушения нормальной эксплуатации и авариях, при этом представляющие наибольшую радиационную опасность для населения и персонала, а именно на выход Sr, Cs, Ru, Tc, а также на выход ядерных материалов (U, Pu, Am, Cm), являющиеся в основном α -излучателями. Выход РН в газовую фазу при взрывах позволил консервативно провести оценку радиационных последствий на персонал, население и окружающую среду.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ)» (НП-016-05): утверждены постановлением Ростехнадзора от 02.12.2005 № 11, зарегистрированы в Минюсте России 01.02.2006, рег. № 7433.

2. Екидин А.А., Жуковский М.В., Васянович М.Е. Идентификация основных дозообразующих радионуклидов в выбросах АЭС // Атомная энергия. – 2016. – Т. 120. – № 2. – С. 106 – 108.

3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Установки по переработке отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности» (НП-013-99): утверждены постановлением Ростехнадзора от 27.12.1999 № 5.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

4. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы оценки и прогнозирования радиационных последствий и аварий на объектах ядерного топливного цикла» (РБ-134-17): утверждено приказом Ростехнадзора от 16.11.2017 № 479.

МЕТОДИКИ И РЕЗУЛЬТАТЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ПОСТУПЛЕНИЯ В АТМОСФЕРУ ТРИТИЯ И УГЛЕРОДА-14

А. А. Рыбин, М. В. Ряскова, В. В. Серебряков

АО «ГНЦ НИИ Атомных Реакторов», Димитровград, Россия

эл. почта: aarybin@exc.niiar.ru

Научно-исследовательский институт атомных реакторов – крупнейший в России и мире государственный научный центр атомной отрасли и крупнейшая экспериментальная площадка, на которой сосредоточены исследовательские ядерные установки разного типа, крупные материаловедческие и радиохимические лаборатории.

В целях охраны окружающей среды и обеспечения радиационной безопасности населения в АО «ГНЦ НИИАР» совершенствуются методические аспекты контроля состава и активности радиоактивных веществ (РВ) в технологических средах и отходах исследовательских ядерных установок и других радиационно опасных объектов (РОО). Существующий комплекс обращения с образующимися на РОО радиоактивными отходами (РАО) обеспечивает их локализацию, предотвращает попадание РВ в окружающую среду [1]. Практически единственным и постоянным источником попадания радиоактивных веществ в окружающую среду является вентиляционный воздух из помещений ИЯУ и РОО института, выбрасываемый в атмосферу через высотную трубу вентиляционного центра. Несмотря на существующую очистку вентиляционных потоков на специальных фильтрах сначала на объектах и затем на вентцентре института, часть радиоактивных аэрозолей, летучих РП и инертных радиоактивных газов (ИРГ) поступают в атмосферу.

В институте функционирует автоматизированная стационарная система оперативного контроля выбросов (СОКВ), позволяющая оперативно отслеживать содержание всех нормированных и подлежащих контролю радионуклидов непосредственно в газо-аэрозольных выбросах (ГАВ). Подача контролируемого газа к СОКВ осуществляется из галереи высотной трубы по специальному трубопроводу на аналитические фильтры и ППД..

Исключительно важными с точки зрения радиационной безопасности населения является контроль генетически и глобально опасных радионуклидов трития и углерода-14, являющихся долгоживущими изотопами наиболее распространённых природных химических элементов - водорода и углерода, составляющих структурную основу органических соединений, в том числе животных и человека. Находящиеся в составе газоаэрозольных выбросов тритий и углерод-14 в оксидных или газообразных соединениях практически не задерживаются существующими фильтрами. Сложность идентификации этих радионуклидов в смеси других радиоактивных продуктов обусловлена низкой энергией их бета-излучения и отсутствием гамма-излучения, что исключает применение распространённых гамма-измерительных приборов. Это определяет методическую сложность и трудоёмкость контроля трития и углерода-14 в радиоактивных средах и требует применения специальных методов и устройств выделения, идентификации и измерения их удельной или объёмной активности.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

В НИИАРе в течение многих лет проводятся экспериментальные исследования по контролю трития. В результате разработаны необходимые методики отбора и обработки проб, выделения, концентрирования и измерения радиоактивности трития [2]. Получены важные научные результаты о содержании и распределении этого радионуклида в различных технологических средах реакторных установок и радиоактивных отходах, а также в воздухе помещений реакторных установок и в вентиляционных газоаэрозольных выбросах [3, 4]. После включения углерода-14 в перечень радионуклидов, подлежащих обязательному контролю были проведены необходимые исследования.

В АО «ГНЦ НИИАР» в эксплуатации находятся 6 исследовательских реакторов: ВК-50, СМ-3, МИР.М1, РБТ-6, РБТ-10/2, БОР-60. Тритий и углерод-14, как и другие радионуклиды, образуются в реакторах при делении ядер топливного материала и результате взаимодействия нейтронов с ядрами ряда элементов, входящих в состав топлива, теплоносителя, замедлителя, отражателя и конструкционных материалов. Образующиеся атомы трития и углерода-14 химически связываются с материалом среды, где они возникли, образуя гидриды, карбиды, углеводороды в виде твёрдых примесей или газов. В основном это диоксид трития (трیتیевая вода) и газообразный водород, углекислый газ, метан и другие углеводороды. В результате тех или иных процессов (испарение и дегазация с поверхностей бассейнов, диффузия, протечки) они распределяется в контурах и технологических средах ИЯУ, поступают в воздух рабочих помещений и далее по системе вентиляции в атмосферу.

На базе СОКВ создана усовершенствованная система контроля активности трития и углерода-14 в газо-аэрозольной смеси, удаляемой через высотную трубу вентиляционного центра. Её схема представлена на рисунке 1.

Метод отбора проб трития

Сбор трития в виде диоксида из потока осуществляется в стальные пробоотборники-адсорберы непрерывно в течение 10-15 суток в соответствии с методикой, отработанной экспериментально [3]. Были разработаны, конструкция которых позволяет подключать их к штатным линиям СОКВ.

Разработанный сорбционный метод привлекателен тем, что исключает применение агрессивных щелочных или кислотных сред для поглощения трития, не вносит примесей и не приводит к разбавлению пробы и снижению удельной активности трития, он достаточно универсален и существенно выигрывает при длительном пробоотборе без вмешательства персонала.

Метод отбора проб углерода-14

Система предусматривает отбор углерода-14, входящего в состав его основного соединения - углекислого газа, известным методом барботирования через раствор щёлочи и сбора в виде нерастворимой сухой пробы углекислого бария. Барботёр установлен на потоке контролируемого газа после адсорберов, что предотвращает «загрязнение» проб углерода-14 тритием и его влияния на последующие радиометрические измерения. Связывание углерода происходит в результате известной реакции: $^{14}\text{CO}_2 + \text{Ba}(\text{OH})_2 \Rightarrow \text{H}_2\text{O} + \text{Ba}^{14}\text{CO}_3\downarrow$.

Метод концентрации углерода-14 из большого объёма воздуха в виде сухой пробы и дальнейшие процедуры подготовки счётных образцов для измерения удельной активности прост и экономичен. Выделенную пробу можно долго хранить для последующей обработки в лабораторных условиях и измерений активности.

Метод отбора проб газообразных соединений

Для выполнения требований контроля других нормируемых, кроме диоксида трития и диоксида углерода-14, газообразных и летучих соединений (газообразный тритий, элементарный углерод, оксид углерода, метан, и др.) на стенде существует параллельная линия отбора, которая включает колонку с платиновым катализатором внутри электрической трубчатой печи. В ней при регулируемой необходимой температуре

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

550-680 °С происходит окисление газообразных и летучих соединений до диоксида трития и углекислого газа, которые далее улавливаются из потока в адсорбере и барботёре. Организация контроля газообразных форм трития актуально в связи с работой реакторов БОР-60, СМ и МИР, а также горячих камер при разделке твэлов или во время радиохимических операций с отработанным топливом и облучёнными материалами.

После завершения очередного отбора адсорберы и барботёры отключают от системы и передают в лабораторию для выделения проб, из которых готовят счётные образцы для измерений удельной активности контролируемых радионуклидов по аттестованным методикам. На их место устанавливают такие же пробоотборники, и отборы продолжают.

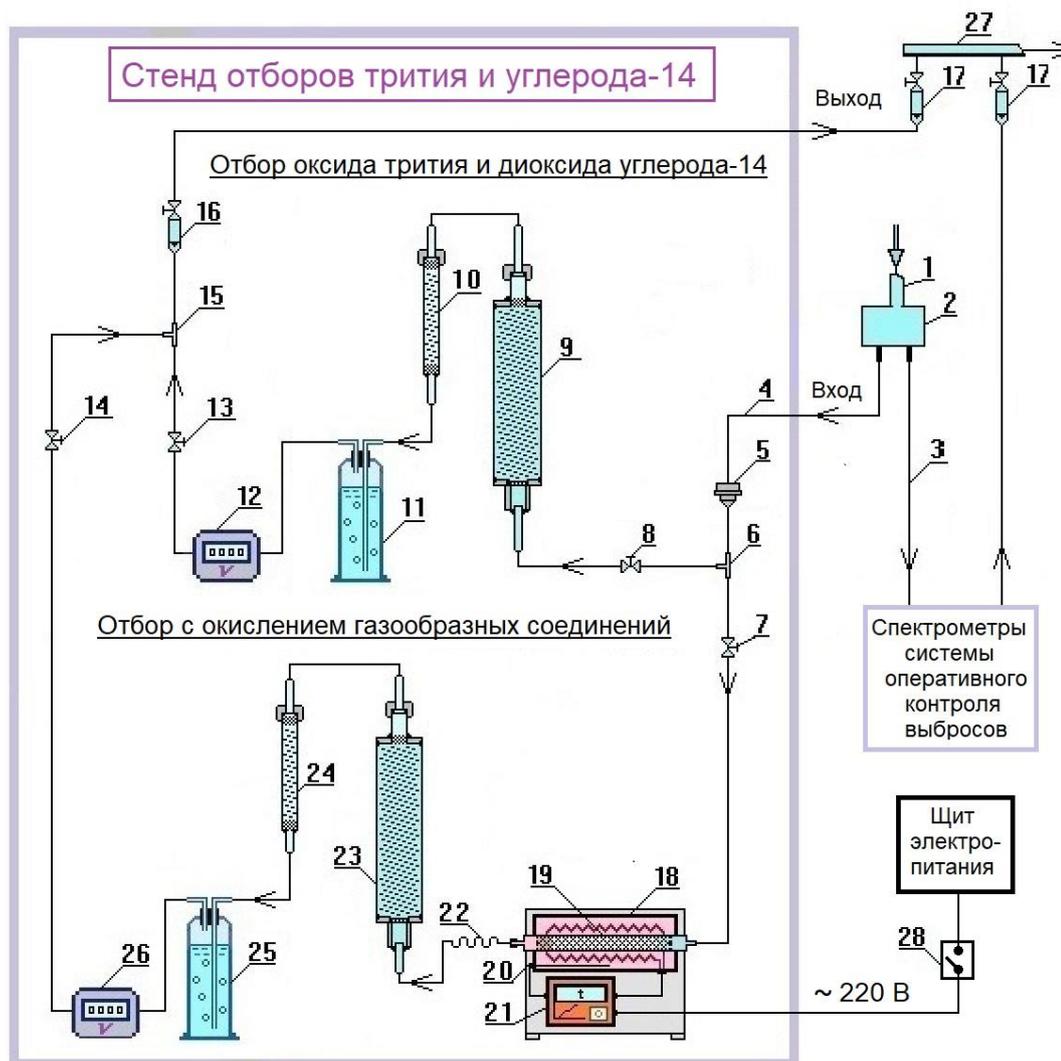


Рис. 1 - Схема станда отбора трития и углерода-14 из вентиляционного воздуха:

1 — линия отбора газа из галереи высотной трубы; 2 — ёмкость раздаточная;
3 — линия подачи в систему оперативного контроля выбросов; 4 — линия подачи в систему отбора трития и углерода-14; 5 — фильтродержатель ФД-02 с аэрозольным фильтром АФА-РСП-20; 6, 15 — тройники; 7 — вентиль подачи в линию отбора с окислением газообразных форм трития и углерода-14; 8 — вентиль подачи в линию выделения трития и углерода-14 без окисления; 9, 23 — адсорберы-пробоотборники (основные); 10, 24 — адсорберы малые (контрольные); 11, 25 — колбы со щёлочью для поглощения углекислого газа и осаждения углерода-14 в виде соли; 12, 26 — счётчики газовой; 13, 14 — вентили выходные отсечные; 16 — ротаметр регулировочный; 17 —

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

вентили и ротаметры системы оперативного контроля выбросов; 18 — печь электрическая трубчатая СУОЛ-0,4.4; 19 — окислительная колонка с катализатором — катализёр; 20 — термоэлектрический преобразователь типа ХА; 21 — прибор контроля и регулирования температуры ТРМ-10; 22 — охладитель газа; 27 — вакуумная линия газодувки системы оперативного контроля выбросов; 28 — выключатель автоматический ВА 47-29 для защиты от электрических перегрузок

Десорбция и сбор тритиевой пробы

Выделение тритиевой пробы из адсорберов осуществляют на лабораторной установке термовакuumной десорбции с авторегулировкой температур и подачи азота в холодную ловушку диоксида трития. Её схема представлена на рисунке 2. Вакуумным насосом в системе поддерживается давление 0,1-0,5 кПа, по мере нагрева печи пары тритированной влаги десорбируются и поступают в холодную ловушку. Регуляторы с помощью термопар отслеживают температуру в печи до 420-440 °С и в ловушке 70°С, управляя подачей азота и нагревом по заданной программе, полное извлечение влаги происходит за 3,5 часа.

После десорбции тритиевую пробу дистиллируют для надёжной очистки от возможных неактивных и радиоактивных примесей.

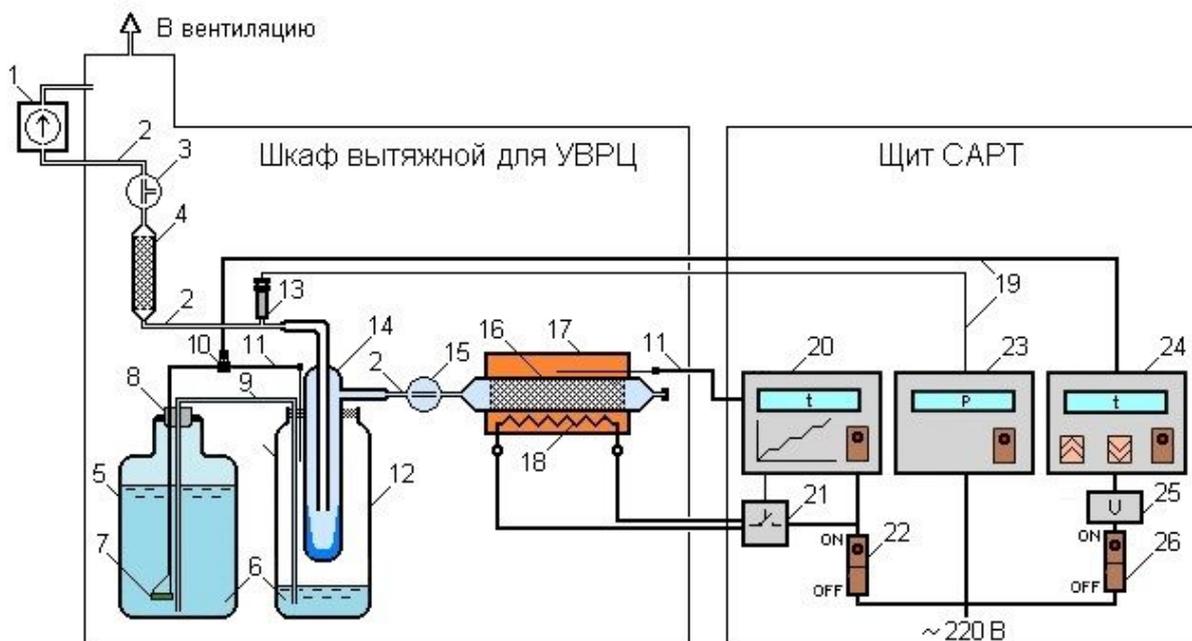


Рис.2 - Схема установки термовакuumной регенерации цеолита (УТВРЦ) с системой автоматической регулировки температур (САРТ):

1—насос вакуумный ВМ-3; 2—вакуумные линии; 3—кран трёхходовой вакуумный; 4—адсорбер контрольный с цеолитом; 5 — сосуд Дюара с жидким азотом; 6 — жидкий азот; 7 — резистор проволочный керамический ПЭВ; 8 — пробка резиновая; 9 — трубка подачи азота из сосуда Дюара в термостат; 10 — разъем связи DV9; 11 — термопары ХА; 12 — термос; 13 — лампа вакуумная ПМТ-6-3М-1; 14 — холодная ловушка-вымораживатель; 15 — кран двухходовой вакуумный; 16 — пробоотборник-адсорбер с цеолитом; 17 —печь электрическая трубчатая; 18 — нагреватель печи; 19 — кабели связи; 20—измеритель-регулятор температуры программный ТРМ251; 21—ключ для ТРМ251 полупроводниковый IP55; 22 — автомат питания DTM С-16; 23 — вакуумметр 13 ВТЗ - 003; 24—измеритель-регулятор температуры двухканальный 2ТРМ1; 25 — блок питания 12В DR-30-12; 26—автомат питания DTM-С10.

Методики измерение активности трития

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Удельную активность трития в пробах измеряют распространённым жидкостно-сцинтилляционным методом по разработанным аттестованным методикам. Во всех ранних исследованиях [3] применяли отечественный радиометр РЖС-05. Методическая минимально определяемая активность составляет 5 Бк/г, это соответствует объёмной активности 10 Бк/м³ и вполне достаточно для контроля трития в вентиляционных выбросах. Для слабоактивных проб в последние годы используется радиометр 300SL фирмы Hidex, при этом МОА составляет в воде 30 Бк/кг и в воздухе 0,06 Бк/м³. Значения расширенной неопределённости измерений приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Основные метрологические характеристики методик измерения удельной активности трития в водных пробах

Радиометр	Удельная активность трития в счётном образце, Бк/г	Расширенная неопределённость активности, %
SL300 	0,03 - 0,07	16
	0,07 - 0,3	8
	0,3 - 1,3	5
	1,3 - 5	6
	5 - 10⁴	5
РЖС-05 	5 - 50	26
	50 - 130	19
	130 - 10⁴	6
Счётный образец: масса ³H₂O = 5г, масса ЖС HiSafe-3 = 7г		

Методика измерения активности углерода-14

По результатам лабораторных экспериментов и метрологических исследований [4] Создана методика измерений удельной активности углерода-14 непосредственно в пробах карбоната бария жидкостно-сцинтилляционным методом, в отличие от известного опубликованного метода измерения торцовым бета-счётчиком. Счётный образец при этом представляет собой смесь высушенной и измельчённой в порошок навески пробы Ва¹⁴СО₃ и жидкого сцинтиллятора в бескалиевом полупрозрачном измерительном флаконе. Непосредственно перед началом измерений флакон встряхивают до образования визуально однородной эмульсии. Исследовали свойства эмульсии во времени и её влияние на результаты измерений на радиометре Hidex SL300. При этом применяли образцовые радиоактивные растворы в качестве «внутренней метки» и отобранные в ходе экспериментов реальные пробы карбоната бария, содержащие углерод-14 из газоаэрозольных выбросов. Эксперименты позволили выработать оптимальные условия для достижения максимальной эффективности детектирования, стабильности результатов и получения наилучших метрологических свойств предложенной методики измерения удельной активности углерода-14 в пробах ВаСО₃.

Проведены серийные измерения с варьированием внутри флакона количественного и относительного состава счётных образцов при объёме жидкого сцинтиллятора от 4 до 22 мл и массы пробы карбоната бария от 1 до 5 г. Установлены зависимости результатов измерений от времени, в течение которого происходило осаждение и осветление первоначальной эмульсии, найдены условия их стабильности, получены зависимости эффективности регистрации углерода-14 (кривые гашения) от массы пробы карбоната

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

бария, а также примесей воды, щёлочи и кислоты в счётном образце. (Примеры зависимостей от примесей на рисунках 3 и 4). Изучены фоновые эффекты влияния, эффекты хемилюминесценции и флюоресценции.

Результаты измерений позволили установить оптимальный состав счётных образцов: 1г пробы $BaCO_3$ и 15 мл сцинтиллятора, число измерений 5 при экспозиции 3600 сек.

Графики зависимостей результатов измерений активности С-14 от массы примесей щёлочи в счётном образце

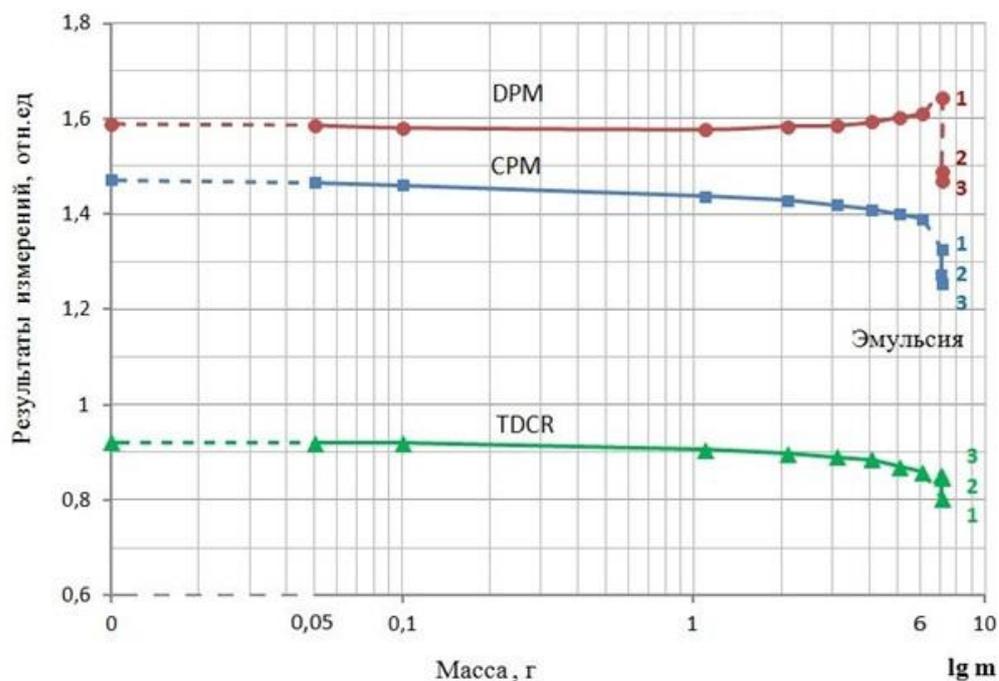


Рис. 3 – Влияние щёлочи на результаты измерений

Графики зависимостей результатов измерений активности С-14 от массы примеси соляной кислоты

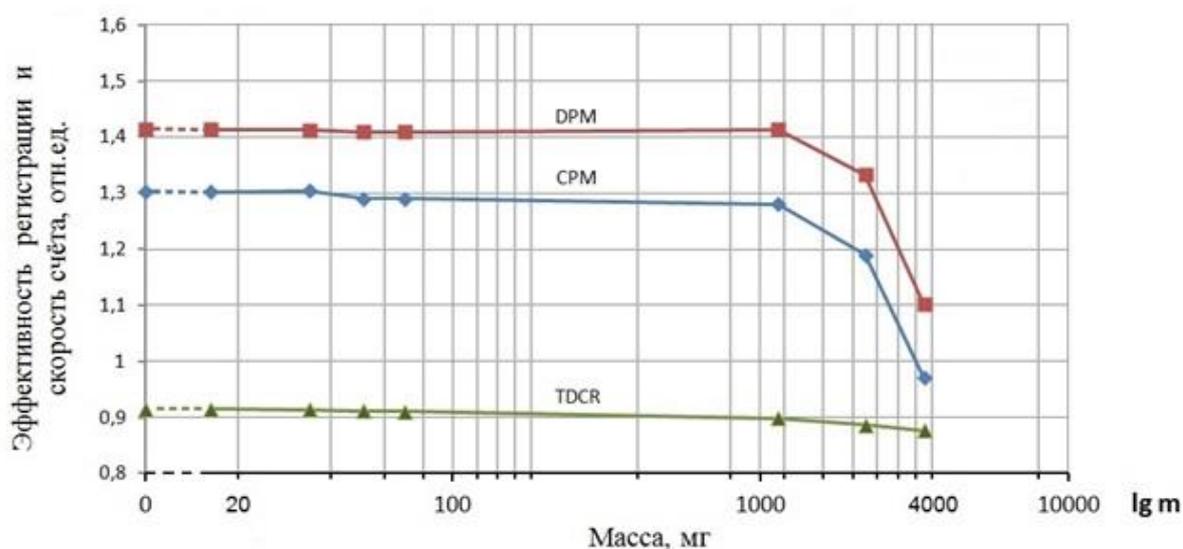


Рис. 4 – Влияние кислоты на результаты измерений

31.10.2025

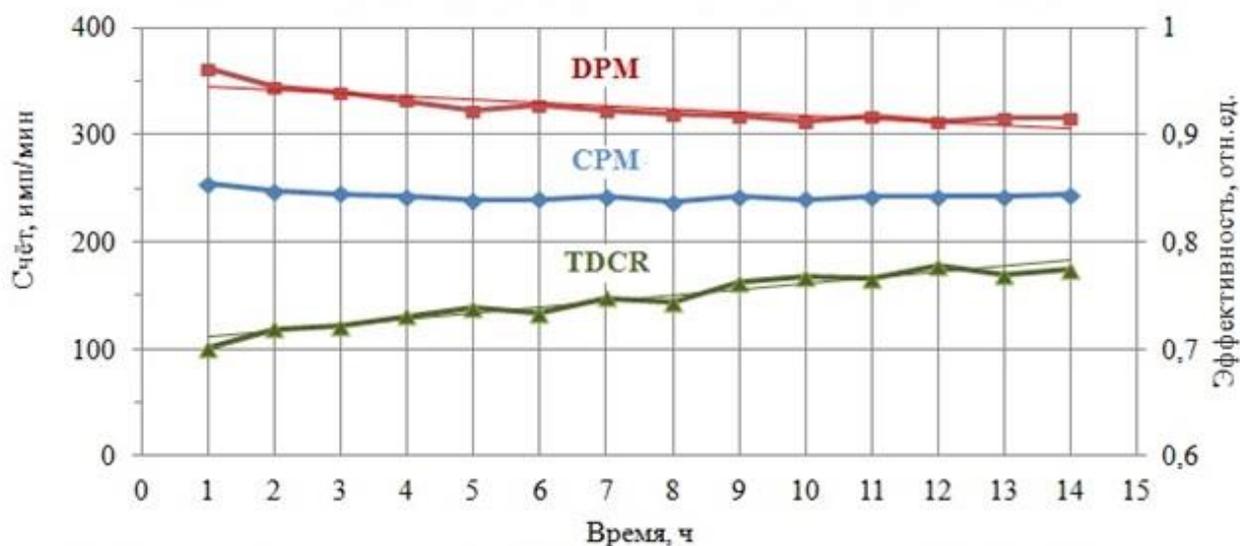
Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

В ходе экспериментов изучены методические характеристики радиометра Hidex SL300. Его конструкция включает три фотоэлектронных умножителя для регистрации излучений от счётного образца с трёх симметричных направлений. Это позволяет регистрировать двойные и тройные совпадения импульсов и рассчитывать по ним активность в пробе по так называемому методу трёх совпадений (TDCR Method [5]). Он был разработан для прозрачных счётных образцов, при отсутствии заметного гашения сцинтилляций, в первую очередь для водных тритиевых проб. При измерениях счётных образцов углерода-14 с различными примесями и с эмульсией гашение сцинтилляций пропорционально массе примеси и (или) навески карбоната бария, причём происходит различное влияние на счёт двойных и тройных совпадений. Поэтому по результатам измерений для аппаратной эффективности TDCR необходимо вводить поправочный коэффициент, названный нами фактором гашения f , существенно зависящий как от массы карбоната бария, так и от времени измерений. При расчёте активности эффективность регистрации определяется формулой: $\varepsilon = f \cdot \text{TDCR}$.

Это усложняет методику трёх совпадений и вносит дополнительную погрешность. В то же время, как установлено, значения двойных совпадений стабильны во времени для счётного образца того же состава в пределах 3 % (см. рисунок 6), что не превышает паспортное значение расширенной неопределённости активности образцовых радиоактивных растворов, применяемых в качестве внутреннего стандарта. Исходя из этого при измерениях на радиометре SL300 методически предпочтительней рассчитывать активность по счёту двойных совпадений CPM, а значение эффективности ε их регистрации определять заранее в ходе калибровки, как и предусмотрено в разработанной методике для углерода-14.

Основные метрологически аттестованные характеристики разработанной методики приведены в таблице 2

Зависимость результатов измерений от времени



CPM - счёт двойных совпадений; DPM - счёт распадов в минуту; TDCR - эффективность

Рис. 5 - Зависимость параметров измерений «TDCR-методом» во времени.

Таблица 2 – Основные метрологические характеристики методики измерения удельной активности углерода-14 в пробах $Ba^{14}CO_3$.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Радиометр	Удельная активность ^{14}C в счётном образце, Бк/г	Расширенная неопределённость активности, %
SL300 	0,2 - 3	23
	3 - 5	12
	5 - 100	7
<p>Счётный образец: масса $\text{Ba}^{14}\text{CO}_3 \approx 1$ г, масса ЖС HiSafe-3 ≈ 15 г. Измерения: $T=3600$ с, $n=5$</p> <p>Счёт двойных совпадений CPM, имп /мин; Счёт тройных совпадений TPM, имп/мин; Эффективность TDCR = TPM / CPM; Фактор гашения $f (\sim 0,94)$; Эффективность счёта двойных совпадений: $\varepsilon = f \cdot \text{TDCR} (0,86 \text{ с}^{-1} \cdot \text{Бк}^{-1})$</p> <p>Удельная активность $\text{Ba}^{14}\text{CO}_3$: $A_y = \frac{\text{CPM}}{\varepsilon \cdot m \cdot 60}$, Бк/г</p>		

Разработанные методы отбора, обработки проб и методики измерений удельной активности позволили оценивать объёмную и суммарную активность трития и углерода-14 в газо-аэрозольной смеси радиоактивных продуктов, поступающих в атмосферу через высотную вентиляционную трубу в течение длительного периода наблюдений. Так же была определена активность этих радионуклидов в воздухе на территории предприятия.

Результаты контроля трития

Сравнение с результатами наблюдений по СОКВ показало, что объёмная активность трития в выбросах в тысячи раз превосходит соответствующие величины других не газообразных РВ, в частности в виде аэрозолей радионуклидов ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{65}Zn , $^{131,133}\text{I}$, ^{137}Cs , суммарная объёмная активность которых не превышала $0,07 \text{ Бк/м}^3$.

Экспериментальные значения активности трития в оксидной форме в газоздушных выбросах АО «ГНЦНИИАР» составляли от $0,5$ до 4 кБк/м^3 . Из действующих ИЯУ наибольшая объёмная активность в вентиляционном воздухе БОР-60 – от $0,2$ до $1,5 \text{ кБк/м}^3$, отмечен рост активности трития в газоздушных выбросах БОР-60 во время сдувок газа из ёмкостей первого контура в период пуска реактора, а также при увеличении его мощности.

Наблюдали кратковременные большие значения с появлением негерметичных твэлов в активной зоне реакторов. При переработке облучённого топлива и реакторных материалов фиксировали выделение трития в защитные камеры и далее в вентиляцию.

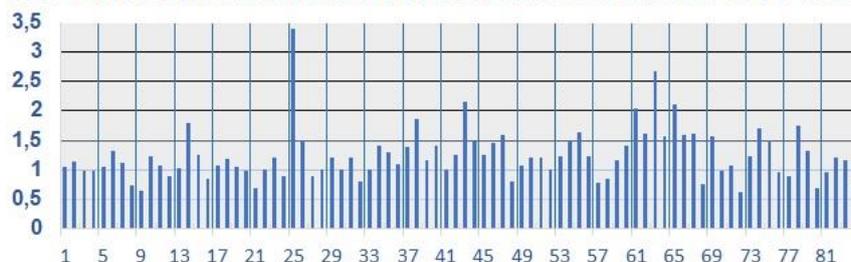
Среднее значение выброса трития через венттрубу при нормальной работе ИЯУ НИИАР составляло от 7 до 25 ГБк/сут . Значения суммарной активности трития, поступившего в атмосферу в предыдущие 20 лет составляли от $3,8$ до $7,8 \text{ ТБк}$ в год (см. рис.6).

На территории СЗЗ удельная активность трития в пробах влаги из атмосферного воздуха на высоте 8 м, составила $0,04$ – $0,2 \text{ Бк/г}$, что соответствует объёмной активности максимум 1 Бк/м^3 , а в осадках на поверхности земли менее $0,03 \text{ Бк/г}$. Эти значения удельной активности намного меньше значений уровня вмешательства, равного для трития $7,7 \text{ Бк/г}$,

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

СУММАРНЫЕ КВАРТАЛЬНЫЕ ПОСТУПЛЕНИЯ В АТМОСФЕРУ ТРИТИЯ, ТБк



СУММАРНЫЕ ГОДОВЫЕ ПОСТУПЛЕНИЯ В АТМОСФЕРУ ТРИТИЯ, ТБк

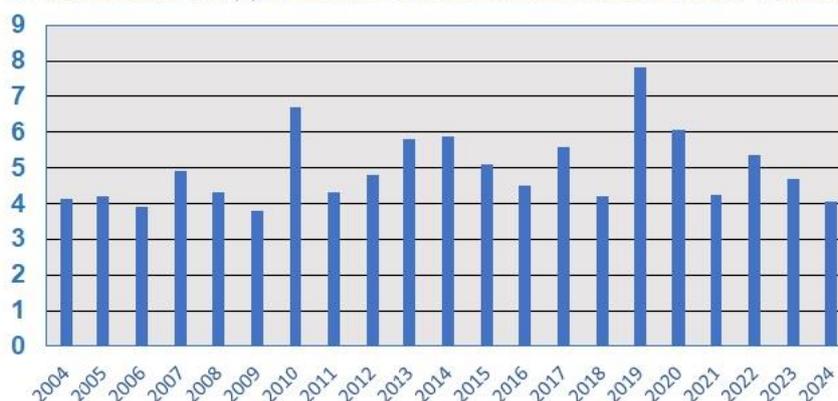


Рис. 6 – Расчётные значения выбросов трития в атмосферу по результатам контроля

Результаты контроля углерода-14

Удельная активность углерода-14 в пробах BaCO_3 из ГАВ высотной трубы в атмосферу в разные периоды составляла от 1 до 7 Бк/г, что в пересчёте на массу углерода составляет от 16 до 115 Бк/г С. Измеренная удельная активность в приземном воздухе на территории СЗЗ была в 10÷100 раз меньше (см. рисунок 7), что указывает на наличие техногенного ^{14}C в ГАВ.

УДЕЛЬНАЯ АКТИВНОСТЬ ^{14}C В ПРОБАХ BaCO_3

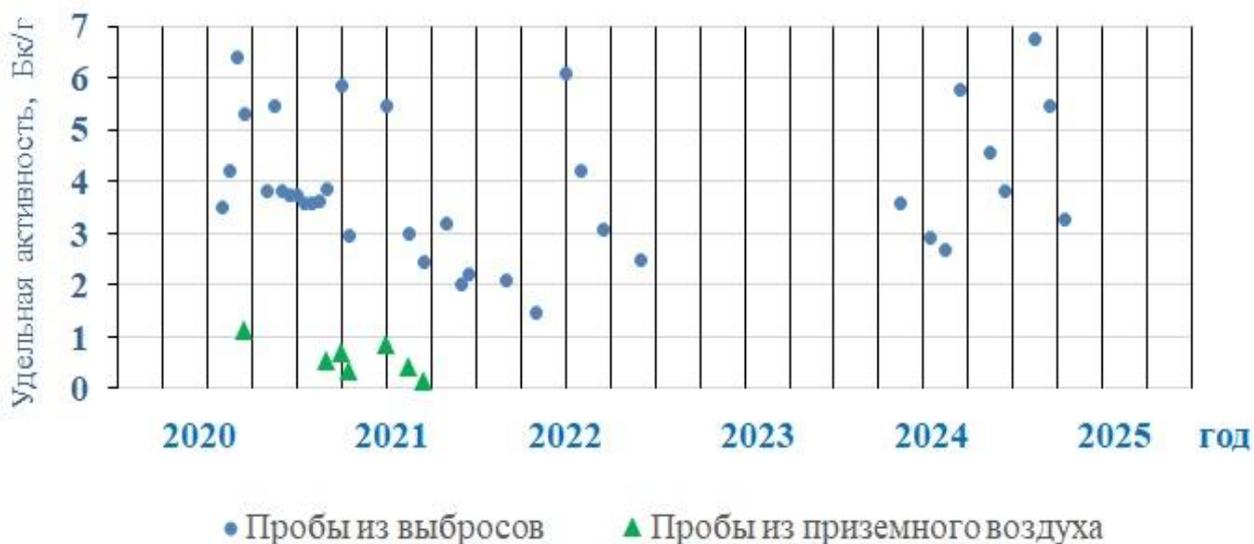


Рис. 7 – Удельная активность углерода-14 в контролируемых средах

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Объёмная активность ^{14}C в ГАВ изменялась от 3 до 16 Бк/м³, а в приземном воздухе на территории СЗЗ менее 3 Бк/м³ (рисунок 8). Допустимая объёмная активность углерода-14 в виде CO_2 в воздухе для населения равна 1,3 МБк/м³ (НРБ-99/2009).

ОБЪЁМНАЯ АКТИВНОСТЬ ^{14}C В ВЫБРОСАХ И ПРИЗЕМНОМ ВОЗДУХЕ



Рис. 8 – Объёмная активность углерода-14 в контролируемых средах

Расчётные экстраполированные по результатам контроля поступления углерода-14 за годы наблюдений составили от 22 до 46 ГБк/год (см. рисунок 9).

ПОСТУПЛЕНИЕ ^{14}C В АТМОСФЕРУ С ГАЗОАЭРОЗОЛЬНЫМИ ВЫБРОСАМИ

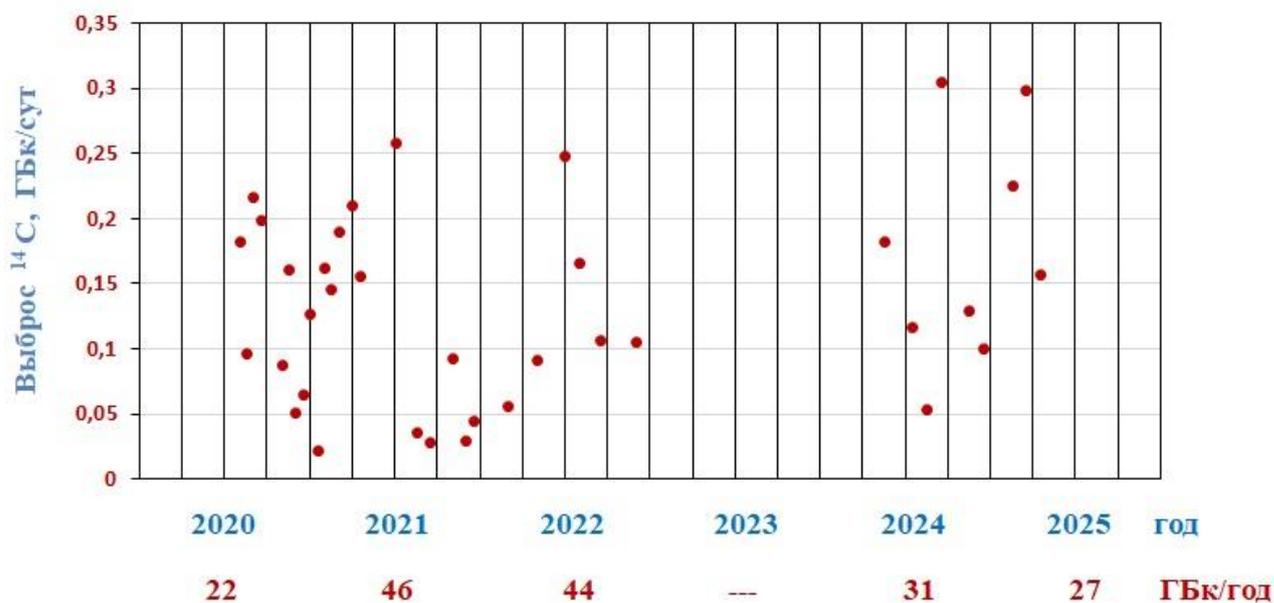


Рис. 9 - Расчётные годовые поступления углерода-14 в атмосферу

ЛИТЕРАТУРА

1. Чечёткин Ю.В., Грачёв А.Ф. Обращение с радиоактивными отходами – Самара: Самар. Дом печати, 2000, с.120 – 136.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

2. Рыбин А.А., Рождественская Л.Н., Ряскова М.В., Серебряков В.В. Методы и результаты контроля содержания трития в воздухе рабочей зоны и в вентиляционных газоаэрозольных выбросах. Вопросы радиационной безопасности, №3, 2009, с.22-32.

3. Обоснование методик и результаты контроля трития в НИИАРе. Ч.3. Выделение оксида трития из газовых сред с использованием синтетических цеолитов // Сборник трудов. Рыбин А.А., Рождественская Л.Н – Димитровград, 2002. Вып.3. С.64–74.

4. Рыбин А. А., Ряскова М. В., Барышников С. Г., Ильина Е. Г. Создание методики измерений активности углерода-14 в газоздушных средах. — Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2023 году) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В. В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2024. С. 222–225. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР».

5. Hidex 300 SL. 425-201 AUTOMATIC LIQUID SCINTILLATION COUNTER: Owner's Handbook/Hidex Oy. Mustionkatu 2, 20750 Turku, Finland, Document Number 27 March 2013, s.94. URL: <http://www.hidex.com>.

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ И ЗДОРОВЬЕ НАСЕЛЕНИЯ В РАЙОНАХ ОСОБОГО ВНИМАНИЯ: ТЕРРИТОРИИ «ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ», ТЕРРИТОРИИ «УРАНОВОГО НАСЛЕДИЯ» И ТЕРРИТОРИИ ВЛИЯНИЯ АЭС В КАЧЕСТВЕ ГРУППЫ СРАВНЕНИЯ

Е. Г. Метляев¹, Н. К. Шандала, А. М. Лягинская, В. В. Купцов, П. В.

Максимова

¹ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия

эл. почта: metlyaev@mail.ru

Современное состояние и проблемы охраны здоровья населения, проживающего вблизи радиационно-опасных объектов или на территориях, загрязненных радиоактивными веществами, невозможно оценить без понимания основополагающих принципов и положений международных (МКРЗ) [1] и отечественных (НРБ-99/2009) норм радиационной безопасности [2]. В международной системе радиационной безопасности безопасность населения определяется, как состояние защищенности настоящего и будущего поколений [3].

Ключевым положением системы защиты человека от действия ионизирующего излучения является положение, что основным эффектом малых (100 мЗв и ниже) и сверхмалых (1,0 мЗв и ниже) доз радиации является риск возникновения онкологических и наследственных заболеваний, индукция которых подчиняется линейной беспороговой концепции. Согласно линейной концепции, защита населения от действия ионизирующего излучения ориентирована, в первую очередь, на защиту от радиационно-индуцированного рака (первое поколение) и от наследственных (генетических) эффектов (будущее поколение) [3]. В отношении индукции радиационных нераковых заболеваний МКРЗ признает факт наличия повышенной заболеваемости в ряде облученных популяций и наличие связи отдельных заболеваний с облучением - болезней сердца, органов пищеварения и органов дыхания - респираторные заболевания.

В последние годы появились публикации, меняющие представление о биологической опасности малых доз радиации.

Опубликованы данные о повышенной заболеваемости отдельных групп населения в условиях хронического воздействия малых и сверхмалых доз радиации 1 – 5 мЗв/год.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

В наших исследованиях получены данные о высокой заболеваемости населения, проживающего на территориях «ядерного и уранового наследия» 600 – 800 на 1000 человек, превышающие средние показатели по стране в целом (350 на 1000 человек по РФ) и приводятся доказательные данные о связи заболеваемости с воздействием радиации [4].

Опыт работы ФМБЦ им. А.И. Бурназяна по комплексному медико-гигиеническому сопровождению предприятий атомной энергетики, основан на результатах мониторинга окружающей среды и мониторинга здоровья населения на разных этапах жизненного цикла АЭС. Принципиально важным при проведении исследовательского мониторинга является научно-обоснованный выбор критериев оценки здоровья населения. В соответствии с необходимостью контролировать появление возможных радиационных эффектов, к основным критериям оценки популяционного здоровья можно отнести: состояние здоровья критических групп населения (беременные и кормящие женщины, дети); состояние критических систем организма: кроветворная (гемобластозы) и эндокринная (щитовидная железа), заболеваемость злокачественными новообразованиями (рис. 1).



Рис. 1- Основные критерии оценки популяционного здоровья территорий «особого внимания»

ФМБЦ им. А.И. Бурназяна традиционно осуществляет мониторинг здоровья населения на территориях расположения АЭС Центрального федерального округа России (рис. 2). Регулирующим документом подобного мониторинга здоровья выступают методические указания «Экспертные и прогнозные оценки состояния здоровья населения в районах размещения атомных станций». МУ 2.6.5. 032-2014. Применение на практике Методических указаний позволяет оценить текущее состояние защищённости населения и дать прогноз возможных изменений популяционного здоровья в ближайшие годы.

В ФМБЦ создана и ведется база данных, содержащая данные здоровья населения АЭС Центрального Федерального округа России за более чем 10-летний период. Территории влияния АЭС выступают в качестве контрольных для других территорий повышенного радиационного риска населения.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»



Рис. 2 - Территории влияния АЭС, заболеваемость, дозы облучения

Территории «ядерного наследия», расположены вблизи объектов, в отношении которых требуется принятие мер по завершению их жизненного цикла и реабилитации (рис. 3).



Рис. 3 - Территории «ядерного наследия», заболеваемость, дозы облучения

Показатели заболеваемости населения территорий «ядерного наследия» превышают данные заболеваемости по РФ в целом, что можно объяснить влиянием, как климатогеографических факторов, так и негативным влиянием, расположенных рядом предприятий по обращению с радиоактивными отходами [4]. Основной задачей данных предприятий является проведение работ по обращению с отработанным ядерным топливом, твердыми и жидкими радиоактивными отходами, а также экологическая реабилитация загрязненных территорий.

В Российской Федерации к «урановому наследию» относятся объекты и площадки на действующих и выведенных из эксплуатации предприятиях по добыче урановых руд (рис. 4). Территории «уранового наследия» характеризуются повышенной дозой облучения (более 10 мЗв/год) за счет природных источников излучения. Здоровье

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

населения г. Лермонтов Ставропольского края характеризуется повышенной заболеваемостью детского населения $2233,6 \pm 94,6$ на 1000 человек, а также повышенной заболеваемостью органов дыхания и органов пищеварения. Основной вклад в дозу облучения населения со времени основания города давало в прошлом и даёт в настоящее время ингаляционное поступление радона и его дочерних радионуклидов в период нахождения населения в помещениях. Повышенные уровни ^{222}Rn обусловлены геологическими особенностями данного района. Совокупность полученных результатов оценки здоровья детей г. Лермонтове гг. свидетельствует о высокой заболеваемости детей 0–14 лет, о росте хронизации органов и систем не характерных для детского организма, о высокой заболеваемости органов дыхания. Это позволяет рассматривать повышенный радиационный фон в качестве одного из негативных факторов, влияющих на здоровье детского населения г. Лермонтове [5].



Рис. 4 - Территории «уранового наследия», заболеваемость, дозы облучения

Суммарный относительный риск территории характеризует территорию проживания населения, а относительный риск общей заболеваемости, а также заболеваемости органов и систем, критических к действию радиации характеризует реакцию организма на действие радиационного фактора.

Сравнительный анализ оценки относительного риска заболеваемости населения территории «уранового наследия» и населения территорий влияния АЭС выявил более высокий относительный риск влияния условий проживания на территории «уранового наследия»: более высокий радиационный риск и большее число болезней с относительно высоким риском заболеваемости (рис. 5) [6].

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Относительный риск заболеваемости	Территории уранового наследия		Территории влияния АЭС	
	Суммарный риск	Относительный риск	Суммарный риск	Относительный риск
Взрослое население				
Риск общей заболеваемости	20,094	1,241	16,195	0,806
Риск заболеваемости органов и систем, критических к действию радиации	9,693	2,365	4,099	0,423
Доля радиационных рисков в общем риске (%)	48,2		25,3	
Детское население				
Риск общей заболеваемости	20,717	1,61	12,900	0,62
Риск заболеваемости органов и систем, критических к действию радиации	6,335	1,686	3,757	0,593
Доля радиационных рисков в общем риске (%)	30,6		29,1	

Рис. 5 - Относительный радиационный риск территорий «уранового наследия» и влияния АЭС

ФМБЦ им. А.И. Бурназяна совершенствует систему мониторинга здоровья населения территорий «особого внимания». Для достижения этой цели нами создана база данных заболеваемости населения, проведены оценки общей, хронической и онкологической заболеваемости взрослого и детского населения, проведен анализ относительных радиационных рисков данных территорий, даны научное обоснование и радиобиологическая оценка заболеваемости в качестве показателя здоровья территорий повышенного радиационного риска.

Территории проживания населения с повышенной радиационной опасностью являются территориями «особого внимания» ФМБА России. Совершенствование системы радиационной безопасности должно обеспечить сохранение уровня здоровья людей на данных территориях.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ж.-Ф. Лекомте, С. Соломон, Дж. Такала, Т. Юнг, П. Странд и др. Р541 Радиологическая защита от облучения радоном/ под ред. М.В. Жуковского, И.В. Ярмошенко, С.М. Киселева // Перевод публикации 126 МКРЗ. Москва: Изд-во «ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России», 2015. – 92 с.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Санитарные правила и нормативы. СанПин 2.6.1.2523-09. М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. 100 с.
3. Публикация 103 Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ). Пер. с англ. /Под общей ред. М.Ф. Киселева и Н.К. Шандалы. М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009. – 312 с.
4. Лягинская А.М., Шандала Н.К., Киселев С.М., Ермалицкий А.П., Петоян И.М., Ахромеев С.В., Ким О.Е. Состояние здоровья детского населения, проживающего вблизи предприятия «Дальневосточный центр по обращению с радиоактивными отходами»// Гигиена и санитария. – 2019. – Т. 98, № 4. – С. 428-436.
5. Лягинская А.М., Шандала Н.К., Титов А.В., Метляев Е.Г., Карелина Н.М. Заболеваемость детского населения Г. Лермонтова, расположенного в районе "уранового наследия" / Медицинская радиология и радиационная безопасность. – 2021. – Т. 66, № 5. – С. 78-84.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

б. Метляев Е.Г., Купцов В.В., Шандала Н.К., Лягинская А.М., Паринов О.В.
Сравнительный анализ относительного риска заболеваемости населения территории
«уранового наследия» и территорий влияния АЭС/Радиация

АСРК ЦИКЛОТРОНА ДЦ-140: ПРОЕКТНЫЕ РЕШЕНИЯ И СТАТУС РЕАЛИЗАЦИИ

П. А. Комаров, С. В. Митрофанов

ОИЯИ, Дубна, Россия

эл.почта: pkomarov@jinr.ru

Циклотрон ДЦ-140 — это ускоритель, проект которого на момент представления доклада находится в активной стадии реализации. Данный ускоритель рассчитан на работу с ионами с отношением A/Z в диапазоне от 5 до 8 и обеспечивает ускорение частиц до энергий 2,2 и 4,8 МэВ на нуклон. Такие параметры выбраны с учетом требований пользователей к стабильным режимам облучения для решения широкого круга задач — производства трековых мембран, исследований в области радиационного материаловедения, активационного анализа, радиохимических исследований и испытаний электронной компонентной базы на радиационную стойкость.

Конструкция комплекса предусматривает наличие нескольких специализированных каналов транспортировки пучков, адаптированных под различные типы экспериментов и обеспечивающих независимый доступ к зонам облучения и гибкости эксплуатации (рисунок 1).

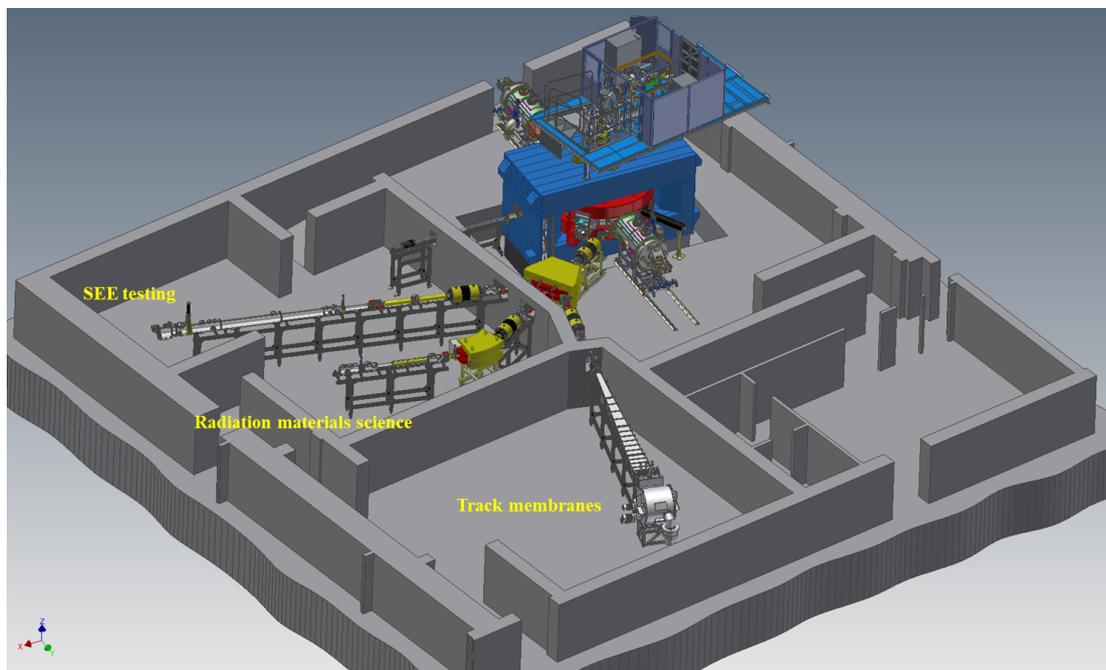


Рис. 1 – Общий вид ускорительного комплекса ДЦ140 (3D модель)

Как и другие установки этого класса, ДЦ140 является объектом использования атомной энергии и подпадает под соответствующие требования по обеспечению радиационной безопасности. Неотъемлемой частью системы обеспечения радиационной

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

безопасности является радиационный контроль, который включает радиометрический и дозиметрический контроль.

Автоматизированная система радиационного контроля (АСРК) циклотрона ДЦ140 создается для реализации функции оперативного радиационного контроля и предназначена для непрерывного мониторинга радиационной обстановки в контролируемых помещениях, регистрации дозиметрических параметров и обеспечения безопасного доступа в залы ускорителя и экспериментальные кабины.

С технической точки зрения АСРК представляет собой аппаратно-программный комплекс, включающий детекторы ионизирующего излучения, устройства сбора и передачи данных, а также серверное оборудование с установленным прикладным программным обеспечением, обеспечивающим централизованный контроль и обработку данных.

Основной составляющей любой автоматизированной системы радиационного контроля является дозиметрическое оборудование – нижний уровень системы. Его состав определяется характером и интенсивностью радиационных факторов, возникающих в процессе работы контролируемой установки. Для циклотронного комплекса ДЦ140 были выделены следующие основные радиационные факторы:

- нейтронное излучение, возникающее при взаимодействии ускоренного ионного пучка с элементами конструкций циклотронного комплекса (внутренними токовыми пробниками, элементами системы вывода ионных пучков, цилиндрами Фарадея на каналах транспортировки и мишенными узлами физических установок);
- рентгеновское излучение, образующееся при работе ЭЦР-источника;
- наведенная активность элементов циклотронного комплекса, взаимодействующих с ускоренным пучком ионов.

С учетом перечисленных факторов в состав дозиметрического оборудования АСРК ДЦ140 включены следующие приборы: УДБН-01 – производства фирмы аспект и БДКР-01 – производства фирмы атомтех. Основные характеристики представленных устройств приведены на рисунке 2.

			
УДБН-01		БДКР-01	
Тип детектора	Газоразрядный счетчик (СНМ14)	Тип детектора	Сцинтиллятор NaI (Тl)
Диапазон измерения МАЭД, мкЗв/ч	0,1 – 10 ⁴	Диапазон измерения МНЭД, мкЗв/ч	0,05 – 100
Диапазон регистрируемых энергий, МэВ	10 ⁻³ – 14	Диапазон регистрируемых энергий, кэВ	5 – 160
Предел основной относительной погрешности измерений, %	± 30	Предел основной относительной погрешности измерений, %	± 20
Интерфейс передачи данных	RS-485	Интерфейс передачи данных	RS-232
Протокол передачи данных	Modbus	Протокол передачи данных	Проприетарный

Рис. 2 – Характеристики используемых в АСРК ДЦ140 устройств детектирования нейтронного и гамма- излучений

Представленные дозиметрические приборы являются интеллектуальными и не требуют дополнительных модулей для обработки сигналов и получения данных. Устройства самостоятельно выполняют обработку и передают результаты дозиметрических измерений в виде цифрового сигнала. Для передачи данных на верхний уровень системы достаточно и удобнее всего использовать устройства преобразования интерфейсов RS-485 и RS-232 в Ethernet. В качестве таких устройств в проекте

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

использованы MOXA NPort 5232i и MOXA NPort 5230. Состав и взаимодействие устройств представлены на структурной схеме проекта (Рисунок 3).

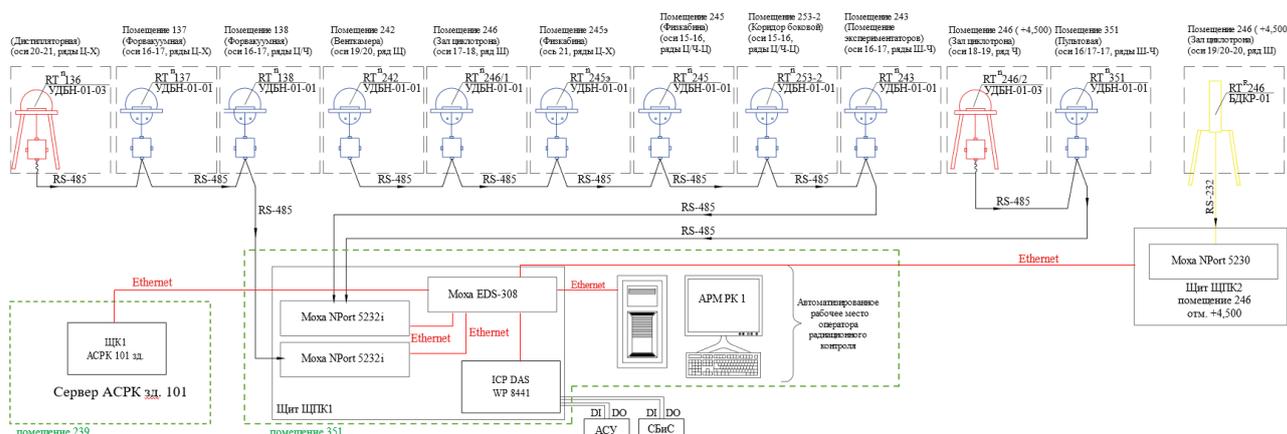


Рис. 3 – Структурная схема АСРК ДЦ140

Всего планируется внедрить 11 новых устройств УДБН-01, однако это не все приборы, входящие в АСРК ДЦ140. Поскольку ускоритель размещен в том же корпусе, что и ускоритель У400М, часть детекторов находится в общей санитарно-защитной зоне и контролирует смежные с ДЦ140 помещения; эти устройства уже установлены и эксплуатируются. Всего для контроля нейтронного излучения и мониторинга радиационной обстановки вокруг ускорителя ДЦ140 используется 17 приборов.

Подключение приборов УДБН-01 выполнено в трех независимых линиях RS-485, распределенных по уровням здания. Схема подключения предусматривает передачу питания и сигналов по одному кабелю. Поскольку интерфейс RS-485 позволяет передавать данные на расстояния ~ 1000 м, все линии сходятся в щите ЩПК-1 и там же коммутируются на устройства преобразования интерфейсов.

Подключение устройства БДКР-01 осуществляется через отдельный коммутационный щит ЩПК-02, расположенный в непосредственной близости от места установки детектора. Это связано с тем, что данный прибор использует интерфейс RS-232, который не допускает использование линий длиной более 10 м. Само устройство является одним из блоков детектирования дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М, относящегося к носимым средствам измерения и изначально не предназначенного для автоматизированных систем радиационного контроля. Тем не менее, прибор был включен в проект, так как его технические характеристики полностью соответствуют параметрам контролируемого излучения.

Для связи со смежными системами, а именно системой блокировки и сигнализации (СБиС) ДЦ140 и автоматизированной системой управления (АСУ) предполагается использовать контроллер ICP DAS WP-8441. Сеть подсистемы построена на основе неуправляемого коммутатора EDS-308. Как видно из структурной схемы проекта, она соединена с сетью АСРК здания 101.

Система предусматривает наличие автоматизированного рабочего места (АРМ), на котором запускается клиент АСРК здания 101. Данный АРМ устанавливается для оперативного персонала ускорителя и имеет ограниченные права управления системой.

АСРК ДЦ140 интегрируется в более крупную систему: АСРК главного корпуса ЛЯР (здания 101). Таким образом, верхний уровень системы реализуется путем доработки программного обеспечения уже используемой системы АСРК.

Программное обеспечение позволяет:

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

обеспечила расширение функционала программного обеспечения, включив в него задачи по контролю радиационной обстановки в зонах размещения циклотронного комплекса ДЦ140 и в прилегающих помещениях.

Монтажные работы начались в сентябре 2025 года. В дальнейшем планируется проведение автономных пусконаладочных испытаний, проверка взаимодействия с системами АСУ и СБиС ДЦ140, а также комплексные испытания с участием всех подсистем ускорителя.

АСРК ДЦ140 полностью унифицирована с другими аналогичными системами Лаборатории ядерных реакций. При ее проектировании использованы решения, ранее реализованные в системе ДЦ-280, а сама система является расширением единой инфраструктуры радиационного контроля главного корпуса ЛЯР.

РАЗРАБОТКА ИННОВАЦИОННЫХ УСТАНОВОК ДЛЯ ТЕРРИТОРИАЛЬНЫХ И ОТРАСЛЕВЫХ СИСТЕМ МОНИТОРИНГА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ

А. А. Свиридов, Н. Г. Швалев
 ООО «НЕОРАДТЕХ», Обнинск, Россия
 эл. почта: neoradtech@yandex.ru

Ядерная и радиационная безопасность является одной из важнейших составляющих национальной безопасности Российской Федерации. Целями государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности являются, в том числе:

- осуществление эффективной информационной поддержки обеспечения ядерной и радиационной безопасности;
- развитие территориальных и отраслевых систем мониторинга радиационной обстановки [1].

Изобретение ООО «НЕОРАДТЕХ» тканезквивалентного миниатюрного детектора фотонного излучения и детектора с определением направления на источник излучения позволило создать установки для измерения гамма-излучения УГМ-03.

Установка для измерения гамма-излучения УГМ-03 НДРП.412153.001 (рисунок 1) разработана в целях реализации постановления Правительства Российской Федерации «О государственном мониторинге радиационной обстановки на территории Российской Федерации».

Основными задачами при разработке установки были: повышение безопасности объектов использования атомной энергии, снижение расходов на системы АСКРО и ОСМРО и импортозамещение оборудования.

УГМ-03 предназначена для непрерывного измерения мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения (далее – МАЭД) и, в зависимости от исполнения, передачи его энергетического спектра на устройство верхнего уровня с определением направления движения источника излучения.

УГМ-03 может эксплуатироваться как автономно, так и в составе систем мониторинга, передавать информацию по каналам проводной связи и/или беспроводной связи, имеет встроенную батарею с ресурсом работы (при фоновых значениях мощности дозы гамма-излучения) 6 лет и может запитываться дополнительно от внешних источников электропитания.

УГМ-03 позволяет выполнить задачу импортозамещения установок, ранее поставляемых западными компаниями. УГМ-03 совмещает в себе счётные и

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

спектрометрический каналы и имеет лучшие эксплуатационные и экономические характеристики по сравнению с аналогичным импортным оборудованием.



Рис.1. Установка для измерения гамма-излучения УГМ-03

ЛИТЕРАТУРА

1. ОСНОВЫ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу (утв. Указом Президента Российской Федерации от 13 октября 2018 г. № 585).

ВЛИЯНИЕ ВОДОРАСТВОРИМОЙ ФОРМЫ ИНДРАЛИНА И КЛАССИЧЕСКИХ АНТИОКСИДАНТОВ НА РАДИАЦИОННО-ИНДУЦИРОВАННЫЙ ОКИСЛИТЕЛЬНЫЙ СТРЕСС В КЛЕТКАХ ЛИНИИ А549

А. А. Московский, Л. А. Ромодин

*ФГБУ «Государственный научный центр Российской Федерации – Федеральный медицинский биофизический центр имени А. И. Бурназяна» ФМБА России, Москва, Россия
эл. почта: moskowsky.sch858@gmail.com*

Одной из актуальных тематик исследования для современной радиобиологии и радиационной медицины является поиск химически нетоксичных радиопротекторных препаратов. Связано это с высокой химической токсичностью всех общепризнанных радиопротекторов, таких как отечественный табельный радиопротектор индралин [1]. Одним из перспективных классов соединений в этой связи являются вещества, имеющие антиоксидантную активность. Связанно это с их способностью нивелировать окислительный стресс в клетках организма человека, являющийся одним из ключевых биологических факторов воздействия ионизирующих излучений [2]. В связи с этим целью нашей работы являлось сравнение влияния инъекционной формы индралина, тролокса (водорастворимой формы витамина Е) и аскорбиновой кислоты на радиационно-индуцированный окислительный стресс в клетках культуры аденокарциномы лёгкого человека А549. На рисунке 1 представлены структурные формулы изучаемых веществ.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

выраженности процессов окислительного стресса в пробах облучённых клеток, в то время как антиоксидантные препараты наоборот – снижают концентрацию АФК в культуре. Повышение интенсивности флуоресценции DCF при инкубации необлучённых клеток в 100 мкМ растворе аскорбиновой кислоты и облучённых клеток в 2 мМ растворах винной кислоты и тролокса мы объясняем тем, что данные вещества при определённых условиях могут интенсифицировать процессы окислительного стресса за счёт катализации реакции Фентона. Полученные данные актуализируют изучение веществ, имеющих антиоксидантную активность, в контексте разработки схем лечения лучевой болезни и нивелирования последствий воздействия ионизирующих излучений. Кроме того, полученные результаты свидетельствуют о теоретической возможности применения индралина при лучевой терапии онкологических заболеваний в качестве препарата, одновременно повышающего радиочувствительность раковых клеток и защищающего здоровые клетки от ионизирующего излучения, для чего в данный момент применяется амифостин [1].

Таким образом в ходе исследования нами было установлено, что индралин, имеющий выраженный радиопротекторный эффект на организменном уровне [1], может повышать радиочувствительность клеточных культур, а классические антиоксиданты (тролокс и аскорбиновая кислота) проявили способность к снижению радиационно-индуцированного стресса культуры клеток А549. Полученные данные способствуют разработке новых схем применения индралина при лучевой терапии онкологических заболеваний, и актуализируют исследования радиопротекторных свойств антиоксидантных препаратов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Васин М.В. Противолучевые лекарственные средства. Москва: Книга-Мемуар, 2020. 239 с.
2. Бурлакова Е.Б. и др. Радиационно-индуцированные изменения структурного состояния мембран клеток крови человека // Радиационная биология. Радиоэкология. 2014. Т. 54, № 2. С. 162–168.

ОПТИМИЗАЦИЯ НАЗНАЧЕННОЙ АКТИВНОСТИ РФЛП И ВРЕМЕНИ СКАНИРОВАНИЯ В ИССЛЕДОВАНИЯХ ПЭТ/КТ

С. С. Аверьянова-Онищенко^{1,3}, С. А. Рыжкин^{2,3,4,5}

¹ Федеральная сеть центров ядерной медицины “ПЭТ-Технолоджи”, Москва, Россия

² ФГБОУ ДПО “Российская медицинская академия непрерывного профессионального образования” Министерства здравоохранения РФ, Москва, Россия

³ Казанский (Приволжский) федеральный университет, Казань, Россия

⁴ ФГБУ высшего образования “Казанский государственный медицинский университет” Министерства здравоохранения РФ, Казань, Россия

⁵ ГНБУ «Академия наук Республики Татарстан», Казань, Россия

эл. почта: sofy-onis@yandex.ru

ПЭТ /КТ - диагностический метод, широко применяемый в онкологической практике. Известно, что до 95% исследований ПЭТ/КТ выполняется с использованием радиофармацевтических лекарственных препаратов (РФЛП), в состав которых входит радиоактивный изотоп ¹⁸F, среди которых наиболее востребованным является ¹⁸F]ФДГ. Результатом исследования ПЭТ/КТ является диагностическое изображение. При этом

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

важно, чтобы полученное изображение обладало высоким уровнем диагностической информативности.

Параметр, по которому возможно оценить информативность диагностического изображения ПЭТ, является показатель CNR (англ.: Contrast to Noise Ratio), который в свою очередь является соотношением контрастности – показатель CR (англ.: Contrast Recovery), к уровню цифрового шума - показатель COV (англ.: Coefficient of Variation) (1)[1]:

$$CNR = \frac{CR}{COV} * 100 (\%) \quad (1)$$

Показатель CNR зависит от таких основополагающих факторов как модель сканера, введенная активность, время сканирования, алгоритма и выбранных параметров реконструкционной обработки данных. С целью оценки влияния вышеописанных факторов на показатель CNR был осуществлен сбор данных с помощью специализированного NEMA IEC Body фантома, который представляет собой полый торсовидный фантом с встроенными сферами различных диаметров, имитирующих очаги в теле пациента.

Сбор данных производился на четырех сканерах производителей GE и Siemens на моделях, обладающих различными техническими характеристиками. Сканеры, анализируемые в настоящей исследовательской работе, были:

1) Siemens Biograph Horizon 4R с доступным итеративным алгоритмом реконструкции OSEM (англ.: Ordered Subset Expectation Maximization) и опцией, учитывающей разницу во времени при детектировании сцинтилляций от одного события аннигиляции на противоположных детекторах, ToF (англ.: Time of Flight).

2) General Electric Healthcare 610 4R с доступным алгоритмом реконструкции OSEM и дополнительной модуляцией пространственного распределения точечного источника, PSF (англ.: Point Spread Function)

3) General Electric Healthcare 710 4R с доступным алгоритмом реконструкции OSEM, модуляцией PSF и опцией ToF

4) General Electric Healthcare MIDR 4R с доступным байесовский алгоритм со штрафной функцией максимального правдоподобия, BSREM (англ.: Block sequential regularized expectation maximization)

Сферы и полость фантома заполнялись объемными активностями в соотношении 10:1, при этом на момент начала сканирования объемная активность в сферах должна составлять ~ 20 кБк/мл, в полости фантома ~ 2 кБк/мл (данная фоновая активность соответствует введению 300 МБк пациенту весом 75 кг [2]). Сканирование фантома выполнялось с временем измерения эмиссии на одно положение стола, равным 5 минут. Ретроспективно были построены реконструкции с временем 3, 2, 1.5 и 1 минуты. На полученных изображениях ПЭТ были оценены уровень шума (COV), восстановление контрастности (CR) и показатель выявляемости очагов (CNR).

На каждом из томографов был построен набор реконструкций с различными параметрами и определен суммарный показатель контрастности для реконструкций с временем измерения эмиссии 3 минуты на одно положение стола (высокая статистика счета) (рис 1.)

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

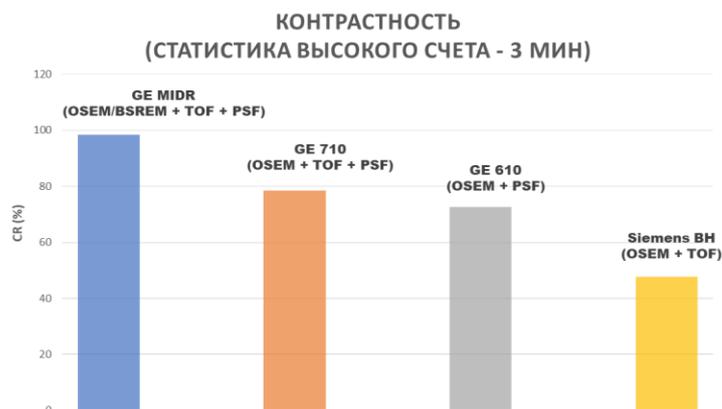


Рис.1 - Диаграмма суммарного показателя контрастности для статистики высокого счета, измеренного для GE MIDR, GE 710, GE 610 и Siemens BH томографов

После чего был оценен показатель CNR для всех реконструкций, построенных на каждом томографе и по наиболее высоким значениям CNR были отобраны наилучшие реконструкции для каждого из томографов (рис.2.).

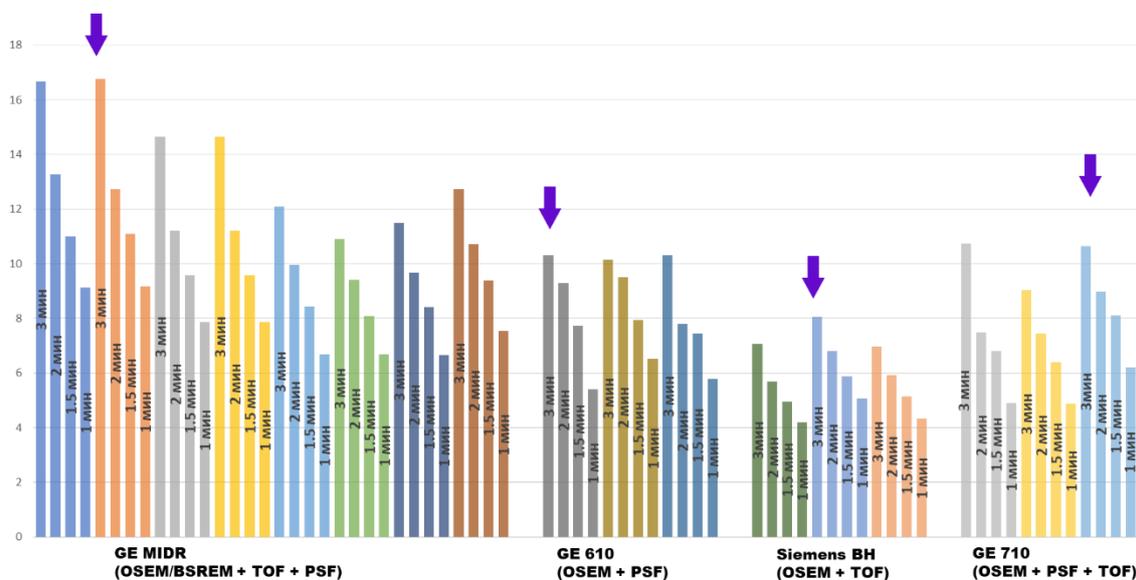


Рис.2 - Диаграмма значений показателя CNR для набора реконструкций для каждого томографа. Фиолетовая стрелка указывает на наиболее высокие значения показателя CNR среди набора реконструкций, что в свою очередь определяет реконструкцию с оптимальным балансом между контрастностью и шумом.

Для реконструкций, обладающих наилучшими показателями контрастности по отношению к шуму, были построены графики зависимости показателя COV от времени сканирования, и CNR от времени для каждого из исследуемых сканеров (рис. 3).

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

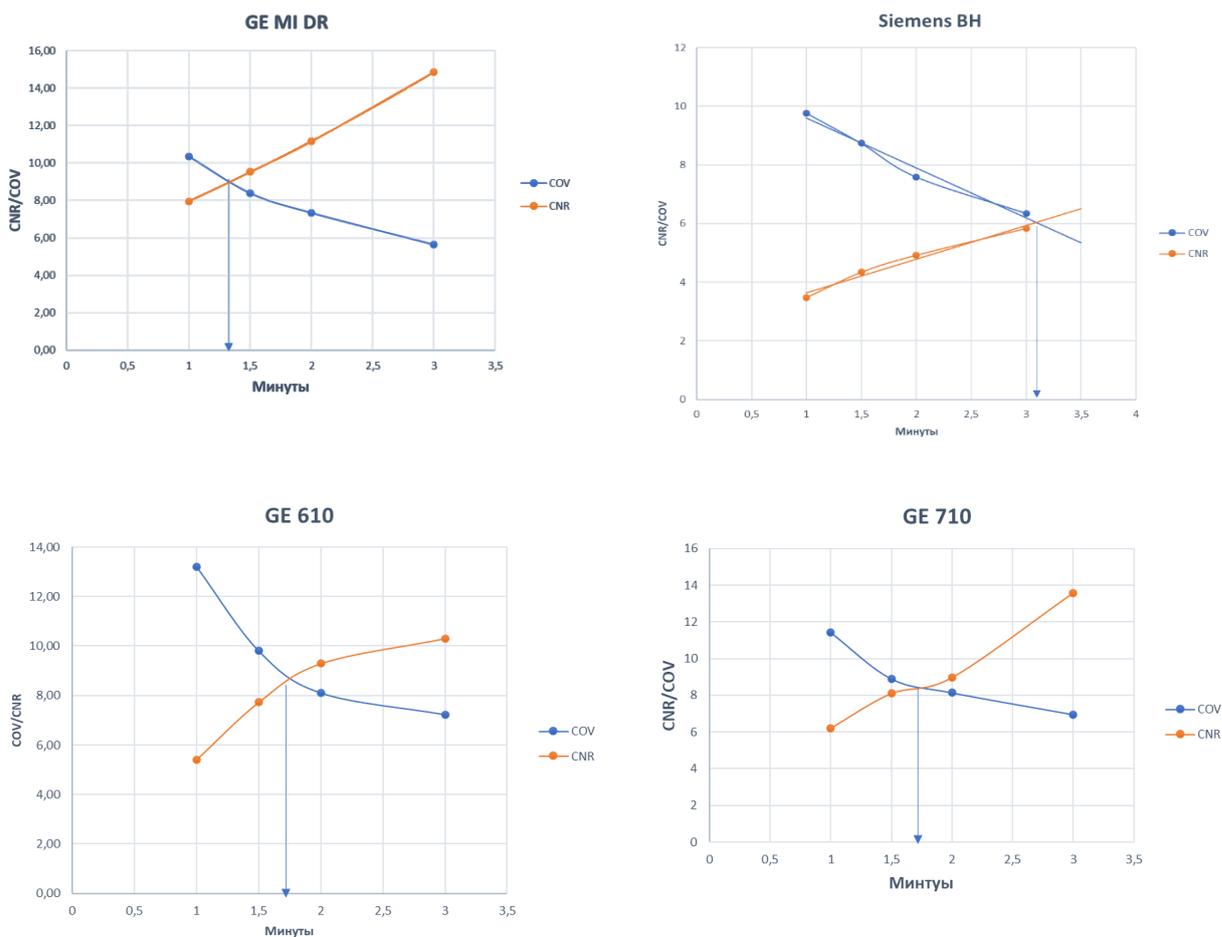


Рис.3 - Графики зависимости показателя COV от времени сканирования, и CNR от времени для а) GE MIDR, б) GE 710, в) GE 610, г) Siemens BH

Таким образом, определены минимально допустимые времена измерения эмиссии на одно положение стола для каждого томографа, при которых уровень шума еще не доминирует над уровнем сигнала. Для GE MIDR минимально допустимое время равняется <1.5 минут (а именно 84 секунды), для GE 710 >1.5 минут (а именно 102 секунд), для GE 610 >1.5 минут (а именно 108 секунд), для Siemens BH >3 минут (а именно 186 секунд). Этот результат можно распространить на значение назначенной активности РФЛП. Известно, что произведение активности и времени измерения эмиссии, равняется определенной константе. Так как заполнение фантома соответствует 300 МБк пациенту 75 кг, или 4 МБк/кг, то константа произведения времени на активность с учетом определенного минимально допустимого времени для GE MIDR = 5.6 (МБк*мин)/кг, для GE 710 = 6.8 (МБк*мин)/кг, для GE 610 = 7.2 (МБк*мин)/кг, для Siemens BH = 12.4 (МБк*мин)/кг. Таким образом, сканируя пациента с одинаковым временем измерения эмиссии на одно положение стола, назначенную активность можно снизить на 55% для томографа GE MIDR, на 45% для томографе GE 710, на 42% для томографе GE 610 относительно Siemens BH.

Исходя из полученных результатов, можно утверждать, что на более современных сканерах с новейшими технологиями обработки данных возможно существенное снижение лучевой нагрузки пациента без потери качества.

ЛИТЕРАТУРА

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

1. Akamatsu G, Shimada N, Matsumoto K, Daisaki H, Suzuki K, Watabe H, et al. New standards for phantom image quality and SUV harmonization range for multicenter oncology PET studies. *Ann Nucl Med*. 2022.

2. D. Koopman, Jochen A. C. van Osch et al. Technical note: how to determine the FDG activity for tumour PET imaging that satisfies European guidelines. *EJNMMI Physics*, 2016.

ЦИФРОВИЗАЦИЯ ПРОЦЕССОВ УПРАВЛЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТЬЮ

В. А. Кузнецов

Кольская АЭС, Полярные Зори, Россия

эл. почта: KuznetsovVA@kolnpp.rosenergoatom.ru

Цифровизация процессов одно из приоритетных направлений в области управления радиационной безопасностью. С целью достижения стратегических целей Росэнергоатома в области безопасности был внедрен ряд цифровых технологий, формирующих единое информационное пространство для непрерывного обмена и контроля данных, характеризующих состояние радиационной безопасности на Кольской АЭС.

В 2017 году по итогам Миссии OSART МАГАТЭ на Кольской АЭС была сформулирована область для улучшения «Коллективная доза персонала станции» и мы начали вплотную заниматься проблемой снижения дозозатрат персонала. На тот момент у нас отсутствовал удобный инструмент для планирования, контроля и анализа дозозатрат. Поэтому приняли решение о создании такой системы. Мы поставили перед собой цели: структурировать данные, получаемые от систем ОРБ, создать удобный и эффективный инструмент для их отображения и анализа, оптимизировать систему планирования дозозатрат персонала (Портал), а также максимально автоматизировать формирование отчетной документации.

Главная страница Портала состоит из шести основных блоков, каждый из которых представляет информацию об одном из аспектов радиационной безопасности, это: годовая коллективная и максимальная индивидуальная дозы, дозы на ППР, дозовая нагрузка подразделений, а также показатели сбросов и выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Все элементы на главной странице интерактивные: при нажатии или наведении курсора на различные элементы можно получить детальную информацию о показателях.

Информация на Портале обновляется в автоматизированном режиме каждые 5 минут, что дает возможность контролировать дозы облучения в реальном времени.

Познакомлю вас с некоторыми модулями Портала. Первым хотелось бы отметить модуль «Планирование дозозатрат». В нем подразделения проводят анализ данных по дозовым нагрузкам персонала и на основе запланированных работ формируют план дозозатрат и согласовывают его в дистанционном режиме. Также отмечу модуль «Конструктор отчетов», где мы можем увидеть информацию о проводимых работах и дозах за конкретный день в любом виде, а также контролировать отклонение от запланированной на сутки дозы.

Реализация данного Портала стала возможной благодаря организации особой системы контроля дозозатрат. На входе в зону контролируемого доступа расположены пункты выдачи электронных дозиметров, где персонал с помощью пропуска получает электронный дозиметр и идет выполнять работы, пороги по мощности дозы и разрешенной дозе устанавливаются автоматически, в зависимости от характера работы.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

ЗКД охвачена сетью считывателей LDM, которые в режиме реального времени фиксируют текущую информацию с дозиметров и передают её в ЛВС. Таким образом вся информация по дозозатратам (в какой зоне и какой работник получил дозу, его максимальная МД) доступна службе РБ для контроля и анализа в режиме реального времени.

Акцентирую ваше внимание на ПО «Статистика посещений ЗКД». В данном программном модуле отображается информация о срабатывании сигнализации на установках контроля радиоактивных загрязнений, информация о маршруте следования, характере работы, дозозатратах, полученных при выполнении работы, а также результаты замера (номер датчика, где произошло превышение уставки, и уровень радиоактивного загрязнения). Ведется цифровой архив за все время эксплуатации ПО (с 2000 года). Вся информация доступна для просмотра с любого компьютера, подключенного к ЛВС.

Еще одно из направлений цифровизации — визуализация помещений в ЗКД. На нашей станции существовала программа «Экспликация зданий и сооружений», в которой схематично нарисованы все помещения АЭС. Для повышения наглядности мы решили использовать 3D-камеру и отснять ею интересующие нас помещения. Затем при обработке снимков 3D-визуализации помещений были наложены на существующую программу.

Для того чтобы перейти к 3D-визуализациям необходимо выбрать интересующее помещение в ПО «Экспликация зданий и сооружений» и дважды кликнуть по синей точке.

После нажатия на синюю точку мы попадаем в 3D картограмму, которую можно просматривать в формате 360 градусов (вверх, вниз, влево, вправо). Для «перемещения» по 3D-моделям помещения используются интерактивные ссылки в виде синих стрелок. Идея панорамных снимков показала себя как очень полезная функция. Во-первых, на снимках видно оборудование и масштабы помещений. Во-вторых, при допуске к работам появляется четкое понимание места работы бригады и возможность скоординировать их по различным аспектам. В-третьих, можно проводить обучение персонала с использованием данных снимков перед началом работ, а также ознакомливать работников с оборудованием с целью оптимизировать время в помещениях с повышенной мощностью дозы гамма-излучения.

При перемещении по помещению на различном оборудовании размещены пиктограммы с его наименованием и характеристиками, содержащие информацию о радиационной обстановке от оборудования, а также пиктограммы, обозначающие «Зеленые зоны».

Начата работа и по визуализации оборудования. Например, получена визуализация бассейна перегрузки, на которой также размещены пиктограммы с радиационной обстановкой.

Представлю вам еще один из методов снижения дозозатрат. Это выявление и устранение радиационно опасных зон, участков в помещении или на оборудовании с повышенной мощностью дозы. Для их учета, контроля и устранения мы разработали ПО «Управление РОЗ». Основная страница по работе с РОЗ, содержит: перечень РОЗ, информацию о РОЗ, данные о контроле и приложенных документах. Именно с этой страницы происходит переход к таким элементам как: добавление или снятие РОЗ, контроль РОЗ, добавление картограммы, формирование предписания и разработка мероприятий. Последовательность действий по управлению РОЗ такая: дозиметрист выявляет радиационно опасную зону в помещении и заносит данные о ней в программу, далее автоматически формируется предписание и направляется владельцу помещения/оборудования для разработки мероприятий. Цеха разрабатывают мероприятия по устранению РОЗ и направляют на утверждение в отдел радиационной безопасности. В процессе устранения РОЗ проводится периодический контроль радиационной обстановки дозиметристами. После выполнения мероприятия цех отчитывается о выполнении, а отдел радиационной безопасности проверяет выполнение, проведя необходимые измерения и

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

занеся их в базу. Если мероприятие помогло и мощность дозы стала ниже установленных уровней, радиационно опасная зона автоматически закрывается. Все эти действия осуществляются в одном месте и автоматизированы, позволяя снизить бумажный документооборот и исключить ошибки персонала.

Инфостраница реализованного программного модуля содержит информацию о: количестве РОЗ, количестве разработанных мероприятий, разделению РОЗ по виду и подразделениям, проблемных РОЗ (например, просрочены мероприятия, отсутствует предписание и т.п.). Проходя авторизацию под своим логином и паролем, пользователь видит информацию о проблемных РОЗ в зоне своей ответственности, т.е., по своим помещениям. Для пользователей ОРБ отображаются все проблемные РОЗ.

Как вы знаете, важной частью радиационной безопасности является техническое оснащение станции оборудованием и приборами радиационного контроля. Для сокращения времени на заполнение отметок о проведённом ремонте, поверках, сроках эксплуатации, а также для повышения надёжности базы данных оборудования и недопущения нарушения сроков ремонта и поверки было принято решение о разработке программного модуля «Электронный паспорт оборудования».

На каждую единицу оборудования сформирована карточка паспорта, дублирующая форму бумажного паспорта. Ниже приведён пример алгоритма работы в паспорте. В карточке паспорта в разделе ТОиР добавляется ремонт, после чего средство измерений передаётся в отдел метрологии (информация об этом передаётся по почте). Специалист отдела метрологии после проведения поверки ставит отметку в паспорт. После этого начинается автоматический поиск сертификата о поверки из ФГИС Аршин.

Помимо данных о поверке/калибровке в электронном паспорте хранятся данные об: истории проведённого ТОиР с указанием примечаний; ресурсных характеристиках, включая тех.решения о продлении; эксплуатационных отметках с указанием даты и категории (ремонт, поверка, эксплуатация, консервация); а также имеется наглядная цветовая сигнализация о сроках метрологического обслуживания и ресурсе оборудования.

Внедрение и использование цифровых технологий и данных позволило улучшить процессы, связанные с радиационной безопасностью, сформировать единое информационное пространство для непрерывного обмена и контроля данных, характеризующих состояние радиационной безопасности на Кольской АЭС.

МОДЕЛИ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ЛИЦ, КОНТАКТИРУЮЩИХ С РАБОТНИКОМ ПОСЛЕ ПОСТУПЛЕНИЯ В ЕГО ОРГАНИЗМ ¹³¹I В ХОДЕ РАДИОАКТИВНОГО ВЫБРОСА ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ НА АЭС С ВВЭР

О. П. Александрова¹, Е. В. Снигирев², М. Н. Фадеев³, А. Н. Клёпов⁴

¹ АНО ДПО «Техническая академия Росатома», Обнинск, Россия

² ГНЦ РФ Физико-энергетический институт им. А. И. Лейпунского, Обнинск

³ «Курскатомэнергоремонт» – филиал АО Атомэнергоремонт, Курчатов, Россия

⁴ НПП «Дионис», Обнинск, Россия

эл. почта: oksana-dolya@mail.ru

Введение

Абсолютное количество работ, исследований, нормативных разработок, проводимых в области дозиметрии персонала ядерной отрасли и населения, проживающего на территориях вблизи АЭС и ядерных предприятий, посвящено оценке многостороннего воздействия на них радиоактивных выбросов, произведенных при 31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

нормальных условиях эксплуатации ЯО, или в случаях, могущих иметь место при различных потенциальных радиационных инцидентах и аварий (РА) на них. В то же время, практически отсутствуют работы, посвящённые оценке радиационного воздействия на лиц из населения (в частности, на родственников) со стороны работников ЯО (или лиц из населения на территории вблизи АЭС), организм которых может подвергнуться значительному загрязнению выбросными радионуклидами в ходе потенциальной аварии (проектной – ПА, или запроектной – ЗА) на этих ЯО. Это тем более удивительно, что представленные в многочисленных отечественных и зарубежных работах сценарии и модели разнообразных потенциальных РА свидетельствуют о возможности загрязнения организма работников широким спектром радионуклидов, причём, в достаточно больших активностях, что может повлечь непосредственную риск значительного переоблучения не только самого работника, но и также – лиц из населения, находящихся с ним в контакте длительный период, в частности: родственников, и наиболее радиочувствительных из них – детей, беременных и кормящих женщин, пожилых людей, больных с тяжёлыми хроническими заболеваниями. В номенклатуре выбросных радионуклидов в ходе различных РА (рассматриваемым по различным сценариям ПА и ЗА), которые могут происходить без разрушения или с разрушением конструкций активной зоны, в первую очередь обращают внимание на изотопы йода ^{131}I и ^{133}I , а также – ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{90}Sr , которые преобладают в таких выбросах. В частности, общие объёмы выбросов в ходе отдельных ЗП, [1], могут составлять величины порядка 10^{14} Бк для ^{131}I и $2 \cdot 10^{14}$ Бк для ^{133}I , – в течение нескольких часов после аварии. В случае тяжёлой ЗП, сопровождаемой отказом защитной оболочки реактора, [2], объёмы выбросов составляют величину порядка $1,5 \cdot 10^{15}$ Бк для ^{131}I и порядка $4 \cdot 10^{15}$ Бк для ^{133}I , – в первые часы после аварии. В случае тяжёлой ЗА 7-го уровня выбросы ^{131}I составляют величину порядка $1,6 \cdot 10^{18}$ Бк, при этом в несколько меньших активностях выбрасываются также радионуклиды: ^{106}Ru , ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{90}Sr (в первые секунды – взрывной тип разрушения активной зоны, [3]). Информация о возможных уровнях загрязнения организма персонала в ходе ЗА может быть получена только методами математического моделирования. Для определения уровней облучения контактирующих лиц необходимо иметь детальные данные о распределении и кинетике радионуклида в организме работника, на основании которой возможно рассчитать поле излучения вокруг него и дозовые характеристики этого поля в динамике, соответственно. С этой целью привлекаются различные биокинетические модели поступления-обращения выбросных радионуклидов в организме работника, [4,5]. Необходимо отметить, что проблема обеспечения РБ лиц, контактирующих с носителем источников излучения, в значительной степени проработана в ядерной медицине, поскольку процедуры радионуклидной терапии, назначаемые больным, оперируют большими активностями вводимых им лечебных радиофармпрепаратов, в частности, терапевтического радиоактивного йода, [6], которые в значимых же активностях остаются в организме больных после их выписки из клиники и возвращения домой. Нарботанный в этой области значительный опытный и методический материал может быть использован для решения аналогичных задач РБ ядерной отрасли. Для ряда частных случаев РА, сопровождающихся выбросом изотопов йода, целесообразно рассмотреть модели, относящиеся к описанию процессов блокирования функции щитовидной железы работников – посредством приёма специальных медикаментов, что относится к «неотложным мерам» в случае поступления значительных активностей радиойода в организм работника, [7]. В целом же, необходимо разрабатывать независимую методику в контексте соответствующей задачи РБ эксплуатации АЭС. Основные компоненты подобной методики должны включать: а) адекватную биокинетическую модель обращения радиойода в организме работника; б) приемлемую численную анатомическую модель работника, включающую модели органов, отвечающих основным паттернам накопления-усвоения и транзита радиойода и его метаболитов в организме человека.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Использование таких моделей позволит избежать неоправданного упрощенчества, которое мы отмечаем зачастую во многих работах в части используемых моделей при оценке уровней внешнего облучения контактирующих лиц пациентами, прошедшими курс радиойодтерапии. Игнорирование этих факторов может приводить к значительным ошибкам при оценке доз внешнего облучения контактирующих лиц, на формирование которых могут оказывать значительное влияние комбинации временных зависимостей дозовых вкладов от различных паттернов на различных временных интервалах [8 - 9].

Материалы и методы

В представляемой работе излагается методика расчёта доз внешнего облучения контактирующих с работником АЭС лиц, которая включает следующие связанные этапы разработки: 1) Конструирование численных моделей (фантомов) человека; 2) расчёт транспорта излучения, формируемого ^{131}I , распределённым в моделируемых органах; 3) расчёт удельных доз внешнего облучения лиц, контактирующих с работником; 4) формулировка биокинетической модели для ^{131}I и расчёт доз внешнего облучения.

1. Численные модели работника и расчёт удельных доз внешнего облучения

1) Созданы численные модели человека (мужчины и женщины), рис. 1.1-1.2, адаптированные применительно к схемам расчёта транспорта излучения от распределённых в них радионуклидов (здесь ^{131}I) с использованием кода MCNP (метод Монте-Карло), рис. 1.3 (здесь приводится только MCNP-модель мужчины). Численный фантом мужчины (именуемый "MAIL") моделирует работника АЭС, или лицо из населения мужского пола, которое может подвергнуться загрязнению выбросными радионуклидами в ходе РА, находясь на внешней территории, прилегающей к АЭС. Численный фантом женщины (именуемый «FEMAIL») моделирует лицо из населения женского пола, которое также может подвергнуться загрязнению выбросными радионуклидами в ходе РА, находясь на территории, прилегающей к АЭС. Краткое описание фантомов: Анатомические параметры разработанных моделей соответствуют моделям референсных мужчины и женщины, представленных в [10]. Мужчина. Торс – эллиптический цилиндр с размерами полуосей 12 и 18 см. Высота цилиндра 66 см. Полный рост фантома – 176 см. Женщина. Торс – эллиптический цилиндр с размерами полуосей 10,8 и 16,2 см. Высота цилиндра 60,5 см. Полный рост фантома – 163 см. Скелет фантомов представлен костями – рук, ног, черепа, позвоночного столба, таза, ребер и лопаток. Внутренние органы – щитовидная железа, слюнные железы, легкие, печень, желудок стенка желудка почки, мочевого пузырь, желудок, тонкий кишечник, нижний и верхний отделы толстого кишечника – моделируются простыми геометрическими формами. Массовые и объёмные характеристики органов заданы по [10]. Скелет человека соответствует параметрам модели скелета в фантомах человека, представленных в [11], за исключением модели черепа, позвоночника (у нас цилиндр не эллиптический), грудной клетки (модель цилиндра урезана снизу полусферой). При задании геометрических параметров моделей мягких органов использовались [11] и другие источники.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

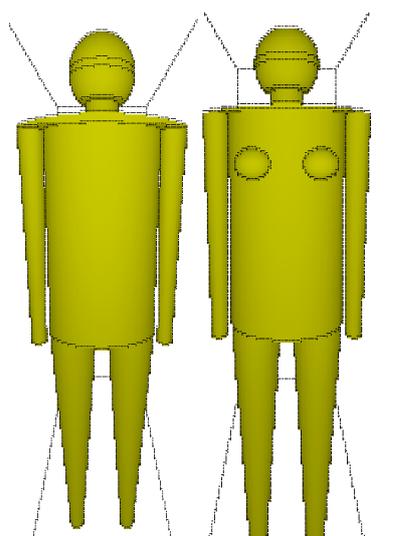


Рис. 1.1 - Внешний вид фантомов «MAIL» и «FEMAIL»: а) мужчина; б) женщина

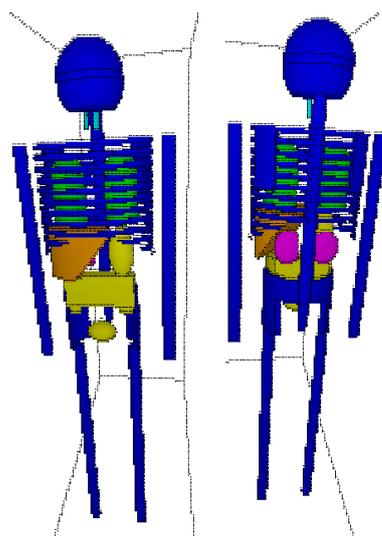


Рис. 1.2 - Скелет и внутренние органы фантом «MAIL»: а) вид спереди; б) вид сзади.

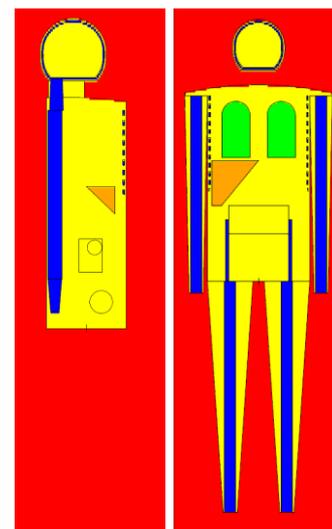


Рис. 1.3 - MCNP-реализация численного фантом «MAIL»: а) сечение OYZ ; б) сечение OXZ

2) На базе сконструированных численных фантомов решена задача расчёта (код MCNP) транспорта излучения в теле и вне тела работника от ^{131}I , последовательно распределяемого в 11 выделенных органах (паттернах), включая паттерн – всё тело, и расчёта формируемых этим излучением потоков и, соответственно, мощностей доз внешнего облучения в точках размещения виртуальных детекторов на заданной сетке, рис. 1.4. Детекторы размещаются на осях, проходящих через центры указанных органов. В точках детектирования (помечаемых индексом «d») вычисляются следующие значения удельных мощностей доз внешнего γ -излучения [мкЗв/(час·Бк)]: мощность эффективной дозы ($U_{eff,d}^{(k)}$); мощность эквивалентной дозы в коже ($U_{eq,d}^{(k)}$); мощность эквивалентной дозы в хрусталике глаза ($U_{eqG,d}^{(k)}$). В целом были вычислены 1320 значений удельных мощностей доз на 40 детекторах обоих фантомов.

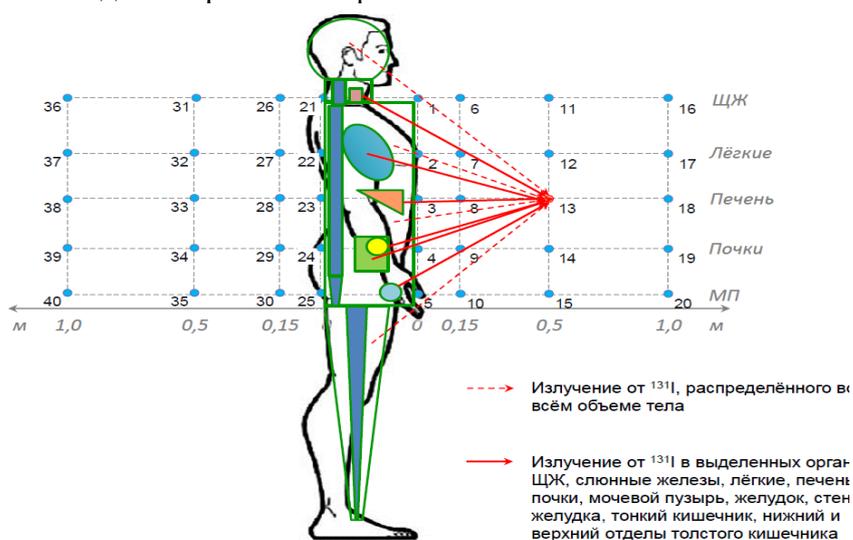


Рис. 1.4 - Расчётная сетка детекторов. Расчёт характеристик поля излучения от фантома в точках детектирования методом Монте-Карло.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

3) Формулируются соотношения для мощностей эквивалентных (кожа, хрусталик глаза) и эффективной доз внешнего облучения (в динамике) для выбранных сечений $x = R$ (где x – горизонтальная координата) в точке детектирования «d»:

4)

$$\frac{dD_{s,d}(R, t)}{dt} = \sum_{k=1}^N U_{s,d}^{(k)} \cdot y_k(t) \quad (1.1)$$

где $U_{1,d}^{(k)}$ – значение удельной мощности эквивалентной дозы в коже при значении индекса $s = 1$ в точке детектирования «d» ([мкЗв/(час·Бк)]), $U_{2,d}^{(k)}$ – значение удельной мощности эквивалентной дозы в хрусталике глаза при значении индекса $s = 2$ в точке детектирования «d» ([мкЗв/(час·Бк)]), $U_{3,d}^{(k)}$ – значение удельной мощности эффективной дозы ([мкЗв/(час·Бк)]), вычисляемых по спектральным характеристикам потока излучения, рассчитанного в точке детектирования «d», – формируемых ^{131}I , распределённым в паттерне «k»; $y_k(t)$ – значение текущей активности ([Бк]) в момент времени t в паттерне «k».

4) Формулировка биокINETической модели обращения радиойода в организме человека применительно к расчёту внешнего облучения лиц, контактирующих с работником после возможного загрязнения его выбросными радионуклидами в результате вероятной РА.

2. Многокамерная модель биокINETики ^{131}I в организме работника

Для представления по-органной кинетики ^{131}I , т.е., функций $y_k(t)$ в соответствующих органах (паттернах) работника, привлекается многокамерная биокINETическая модель, рекомендованная МКРЗ, [4, 12], для решения, в частности, задач дозиметрии внутреннего облучения персонала АЭС (или лиц из населения) в случаях возможного поступления выбросных изотопов йода в их организм при различных РА. Блок-схема соответствующей камерной модели представлена в [4, 12], рис. 2.1; рядом со стрелками указаны числовые значения констант межкамерного обмена в размерности [1/сут].

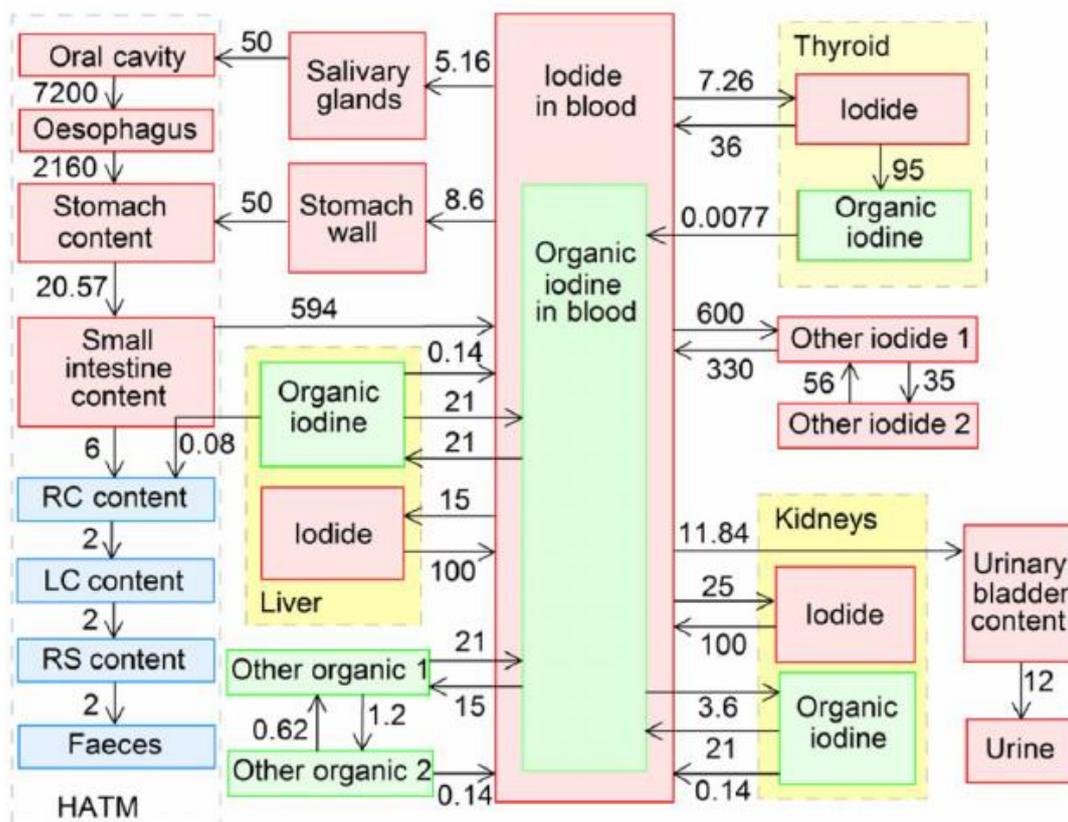


Рис. 2.1 - Мультикомпартаментная схема обращения йода в организме человека, [4, 12]

Основная группа биокинетических уравнений для радиоioda имеет вид:
Камера крови – кинетика изотопа йода-йодида:

$$\frac{dy_1}{dt} = [-(\lambda + a_{1,3} + a_{1,5} + a_{1,6} + a_{1,12} + a_{1,14} + a_{1,18} + a_{1,23}) + (- (a_{1,24} + a_{1,28} + a_{1,30} + a_{1,31} + a_{1,32} + a_{1,34} + a_{1,36}) + a_{1,28} + a_{1,40} + a_{1,42} + a_{1,44}) - (a_{1,48} + a_{1,50} + a_{1,52})] \cdot y_1 + a_{3,1} \cdot y_3 + a_{4,1} \cdot y_4 + a_{6,1} \cdot y_6 + a_{8,1} \cdot y_8 + a_{12,1} \cdot y_{12} + a_{13,1} \cdot y_{13} + a_{14,1} \cdot y_{14} + a_{15,1} \cdot y_{15} + a_{18,1} \cdot y_{18} + a_{23,1} \cdot y_{23} + a_{24,1} \cdot y_{24} + a_{27,1} \cdot y_{27} + a_{28,1} \cdot y_{28} + a_{29,1} \cdot y_{29} + a_{30,1} \cdot y_{30} + a_{54,1} \cdot y_{54} \quad (2.1)$$

Камера крови – кинетика изотопа йода, связанного с гормонами ЩЖ:

$$\frac{dy_2}{dt} = - [(\lambda + a_{2,13} + a_{2,15} + a_{2,26} + a_{2,29} + a_{2,31} + a_{2,33} + a_{2,37}) + (- (a_{2,39} + a_{2,41} + a_{2,43} + a_{2,45} + a_{2,46} + a_{2,47} + a_{2,49} + a_{2,51} + a_{2,53}))] \cdot y_2 + a_{4,2} \cdot y_4 + a_{13,2} \cdot y_{13} + a_{15,2} \cdot y_{15} + a_{26,2} \cdot y_{26} + a_{29,2} \cdot y_{29} + a_{31,2} \cdot y_{31} + a_{33,2} \cdot y_{33} + a_{37,2} \cdot y_{37} + a_{39,2} \cdot y_{39} + a_{41,2} \cdot y_{41} + a_{43,2} \cdot y_{43} + a_{45,2} \cdot y_{45} + a_{46,2} \cdot y_{46} + a_{47,2} \cdot y_{47} + a_{49,2} \cdot y_{49} + a_{51,2} \cdot y_{51} + a_{53,2} \cdot y_{53}$$

Камера щитовидной железы – кинетика изотопа йода-йодида:

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

$$\frac{dy_3}{dt} = -(\lambda + a_{3,1} + a_{3,4}) \cdot y_3 + a_{1,32} \cdot y_1 \quad (2.3)$$

Камера щитовидной железы – кинетика изотопа йода, связанного с гормонами ЩЖ:

$$\frac{dy_4}{dt} = -(\lambda + a_{4,2} + a_{4,1}) \cdot y_4 + a_{3,4} \cdot y_3 \quad (2.4)$$

Из экономии объёма статьи ряд уравнений не приводится; даётся перечень кинетических функций, отвечающих соответствующим компартаментам и их уравнениям. Это: y_5 – функция кинетики изотопа йода-иодида в слюнных железах y_6 – функция кинетики изотопа йода-иодида в стенке желудка; y_7 – функция кинетики изотопа йода-иодида в содержимом желудка; y_8 – функция кинетики изотопа йода-иодида в содержимом тонкого кишечника; y_9 – функция кинетики изотопа йода-иодида в содержимом толстого кишечника (правый отдел); y_{10} – функция кинетики изотопа йода-иодида в содержимом толстого кишечника (левый отдел); y_{11} – функция кинетики изотопа йода-иодида + комплекс изотопа йода, связанного с глюкуронидами печени, в компартаменте аккумуляции экскреций из ректосигмоидного отдела кишечника; y_{12} – функция кинетики изотопа йода-иодида в печени; y_{13} – функция кинетики изотопа йода в печени, связанного с гормонами ЩЖ; y_{14} – функция кинетики изотопа йода-иодида клеточного в почках; y_{15} – функция кинетики изотопа йода в почках, связанного с гормонами; y_{16} – функция кинетики изотопа йода-иодида в мочевом пузыре поступающего из почек; y_{17} – функция кинетики накопления изотопа йода-иодида в выводимой урине; y_{18} – функция кинетики, описывающая трансформацию в печени органифицированного изотопа йода в комплекс изотопа йода, связанного с глюкуронидами; y_{19} – функция кинетики комплекса изотопа йода, связанного с глюкуронидами, в содержимом тонкого кишечника; y_{20} – функция кинетики комплекса изотопа йода, связанного с глюкуронидами, в содержимом толстого кишечника (правый отдел); y_{21} – функция кинетики комплекса изотопа йода, связанного с глюкуронидами, в содержимом толстого кишечника (левый отдел); y_{22} – функция кинетики изотопа йода-иодида в содержимом пищевода; y_{23} – функция кинетики изотопа йода-иодида, фильтрующегося в мочевыделительную систему; y_{24} – функция кинетики изотопа йода-иодида в остальных органах и тканях «первого типа», не представленных отдельными компартаментами (камера «other iodine 1» согласно [4, 12]); y_{25} – функция кинетики изотопа йода-иодида в остальных органах и тканях «второго типа», не представленных отдельными компартаментами (камера «other iodine 2» согласно [4, 12]); y_{26} – функция кинетики органифицированных форм изотопа йода в остальных органах и тканях «первого типа», не представленных отдельными компартаментами (камера «other organic iodine 1» согласно [4, 12]); y_{27} – функция кинетики органифицированных форм изотопа йода в остальных органах и тканях «второго типа», не представленных отдельными компартаментами (камера «other organic iodine 2» согласно [4, 12]); y_{55} – функция кинетики описывает «иодидное содержимое ротовой полости» – поступление изотопа йода-иодида из «камеры слюнных желёз» и выведение его части в «камеру пищевода»; y_{56} – функция кинетики описывает иодидное содержимое «ректосигмоидного отдела кишечника – изотоп йода-иодид», и его поступление из правого-левого отделов толстого кишечника; y_{57} – функция кинетики описывает содержимое – комплекс изотопа йода, связанного с глюкуронидами, в «ректосигмоидном отделе кишечника, и его поступление из правого–левого отделов толстого кишечника; y_{58} – функция кинетики описывает содержимое – изотоп йода-иодид в камере «стенка ректосигмоидного отдела кишечника, и его поступление из камеры «кровь – изотоп йода-иодид»; y_{59} – функция кинетики

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

описывает содержимое – комплекс изотопа йода-йодида, связанного с гормонами ЩЖ, в камере «стенка ректосигмоидного отдела кишечника, и его поступление из камеры «кровь – изотоп йода, связанный с гормонами ЩЖ». Камера «лёгкие» описывает ингаляционное поступление изотопа йода из облака выброса:

$$\begin{aligned} \frac{dy_{54}}{dt} &= A_{exp} \cdot e^{-\lambda t} - a_{54,1} \cdot y_{54}, \quad \text{при } t \leq T_{exp} \\ \frac{dy_{54}}{dt} &= -a_{54,1} \cdot y_{54}, \quad \text{при } t > T_{exp} \end{aligned} \quad (2.5)$$

где $A_{exp} = A_0 \cdot V_{lung}$, A_0 – концентрация изотопа йода в облаке выброса, ГБк/м³; V_{lung} – объёмная скорость дыхания (в лёгких), м³/час; T_{exp} – время пребывания персонала в облаке выброса; λ – постоянная распада изотопа йода. Начальные условия для функций кинетики: $y_i = 0$ при $t = 0$; $i = 1-27$; $i = 54-59$.

Представленная система в целом включает 33 уравнения и 89 констант межкамерного обмена и описывает вариант поступления в лёгкие и последующего обращения радиойода в организме работника в элементарной форме. Такой вариант принимается во внимание, исходя из вероятности сценария возможной локализации части персонала во фракции облака выброса, целиком заполненного только одним видом загрязнений – элементарным (или газообразным) йодом. Обратим внимание, что уравнения с номерами 2.28-2.53 здесь не приводятся; авторы настоящей разработки зарезервировали эти уравнения для описания индивидуальной кинетики радиойода в ряде критических органов, которые не охватываются биокинетической схемой [12], и были отнесены там к общим камерам типа «другие органы и ткани». Мы мотивируем отдельное описание этих органов необходимостью более точного учёта распределения субстратов радиойода в организме человека, и необходимостью более точно рассчитывать дозиметрические характеристики их облучения для значительного разнообразия сценариев возможного поступления изотопов йода в организм работников АЭС, или населения прилегающих территорий.

Дозы внешнего облучения контактирующих лиц (родственников) рассчитываются для определённых сценариев их общения с работником АЭС после возвращения его домой; эти сценарии определяются согласно рекомендаций, выработанных социальными психологами по результатам специальных популяционных исследований в различных группах населения России, [13]. Также следует, исходя из этих рекомендаций, задавать режимы облучения работником своих близких; в них, как правило, входят условия общения, например, времяпровождение с ребёнком на определённых расстояниях с ним, или взаимное расположение и расстояние общения супругов во время бодрствования или сна, или, например, в процессе ухода работника за лежащим больным супругом или пожилым родственником. Соответствующие значения накапливаемых доз внешнего облучения: эквивалентных – в коже и хрусталике глаза ($s=1,2$), и эффективной ($s=3$), рассчитываются по следующей формуле:

$$D_s^{(год)}(R) = \int_0^{1 \text{ год}} \frac{dD_s(R, \tau)}{dt} \cdot h(\tau) d\tau \quad (2.35)$$

где

$$h(\tau) = \begin{cases} 0, & \tau \leq \tau_0 \\ 1, & \tau_0 + m \cdot T \leq \tau \leq \tau_0 + m \cdot T + \Delta t \\ 0, & \tau_0 + m \cdot T + \Delta t \leq \tau \leq \tau_0 + m \cdot T + T \end{cases}$$

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

$h(\tau)$ – поли-характеристическая функция, выделяет повторяющийся регулярно период общения (Δt) работника с контактирующим лицом в течение каждых новых суток, $T = 24$ час; τ_0 – время начала контакта работника с контактирующими (время пути домой). Интервал интегрирования в 1 год выбран с целью прямого расчёта годовых значений нормируемых доз.

Реализация предложенной методики проводится на примере варианта ЗА АЭС с реактором типа ВВЭР-1200, рассмотренной в работе [1]. Объектом исследования в этой работе является Белорусская АЭС, включающая два блока с реакторами ВВЭР-1200. Предложенный в [1] вариант ЗА: авария происходит только на одном блоке; в ходе неё происходит выброс радиоактивных веществ из активной зоны через неплотности двойной защитной оболочки реактора, при этом учитывается также байпас контаймента. Для рассматриваемой ЗА в [1] рассчитаны распределения относительной концентрации радиоактивных аэрозолей, в том числе, изотопов йода по выделенным зонам АЭС, удалённым на различные расстояния от источника выброса, которые были использованы в настоящей работе. В [1] задан следующий сценарий загрязнения организма персонала выбросными радионуклидами: пребывание персонала в выделенных зонах не более 4 ч; объём дыхания $1,4 \text{ м}^3/\text{ч}$, что отвечает выполнению лёгкой физической работы. Этот сценарий используется в приводимых ниже расчётах. Для расчёта доз внешнего облучения, исходя из сформулированных данных, соотношений (1.1), уравнений кинетики (2.1-... - 2.5) для радиойода, авторами разработана соответствующая программа на языке ФОРТРАН.

3. Результаты

3.1 Динамика мощностей доз внешнего облучения

На рис. 3.1-3.2 приведены графики динамики мощностей эквивалентных (МЭД – в коже) и эффективной доз (МЭФД) внешнего γ -облучения контактирующего лица (взрослый) от фантома «МАИЛ», для случая поступления в организм работника и распределения в нём элементарного ^{131}I в ходе ЗА. Из этих графиков следует, что доминирующий вклад в значение мощностей доз (МЭД и МЭФД) обеспечивает активность ^{131}I в ЩЖ, а после одних суток – в основном она и определяет динамику доз. Другие органы и ткани дают значительный вклад в мощность дозы (от 50 до 70 %) только на начальном временном этапе – порядка 5-10 час; наиболее заметный вклад обеспечивают активность крови и объединённого пула не выделяемых органов, отнесённых к категории «other», рис.2.1; при этом вклад активности ^{131}I , проходящей через лёгкие, в итоговые

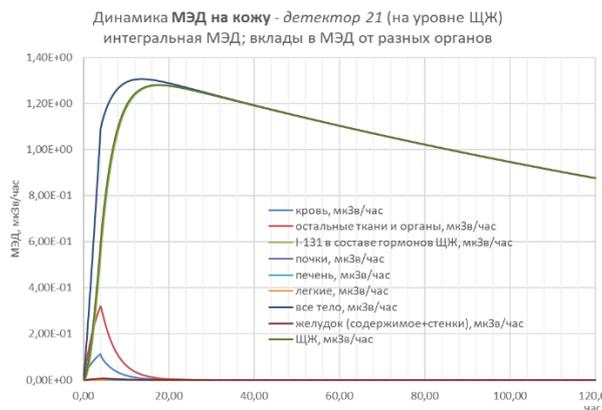


Рис. 3.1 - Мощность эквивалентной дозы внешнего облучения от различных органов работника

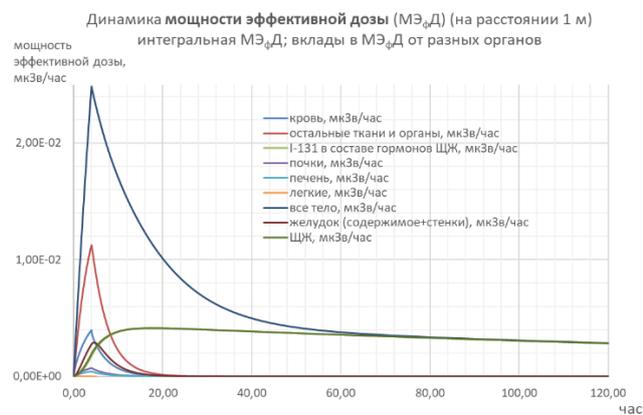


Рис. 3.2 - Мощность эффективной дозы внешнего облучения от различных органов работника

значения мощностей доз несущественен.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

3.2. Облучение лиц, контактирующих с работником после загрязнения его организма выбросным ^{131}I

В качестве показательных примеров были выбраны два расчётных варианта общения работника с родственниками:

- а) общение с взрослым лицом: ежесуточное время общения = 8 час, на расстоянии 0,5 м – соответствует сценарию «совместный сон супругов в течение ночи». Соответствующие годовые – эффективная, и эквивалентная в коже, дозы равны:

б)

$$\begin{aligned} D_{eff}^{ad}(0,5 \text{ м}) &= 1,2 \text{ мЗв} \ll 5 \text{ мЗв} \\ D_{eq}^{ad}(0,5 \text{ м}) &= 2,2 \text{ мЗв} \ll 50 \text{ мЗв (на кожу)} \end{aligned} \quad (3.1)$$

- в) общение с ребёнком (возраст 5 лет): ежесуточное время общения = 2 час, на расстоянии 0,15 м – соответствует сценарию «общение в ходе совместных игр, чтения книг, прогулок, и др.»: годовые – эффективная, и эквивалентная в коже, дозы равны:

$$\begin{aligned} D_{eff}^{ch}(0,15 \text{ м}) &= 7,3 \text{ мЗв} \ll 1 \text{ мЗв} \\ D_{eq}^{ch}(0,15 \text{ м}) &= 14 \text{ мЗв} \ll 50 \text{ мЗв (на кожу)} \end{aligned} \quad (3.2)$$

Полученные значения годовых доз облучения родственников намного меньше их допустимых нормативных значений для лиц из населения, что свидетельствует о полной безопасности общения их с работником АЭС, подвергшимся загрязнению выбросным изотопом ^{131}I в ходе рассматриваемой потенциальной ЗА. Отсюда следует, что общение работников с другим работником, организм которого подвергся загрязнению изотопами йода в параметрах рассмотренной ЗА, также является вполне безопасным. В то же время, уместно рассмотреть варианты облучения контактирующих лиц работником, подвергшимся загрязнению изотопами йода в ходе более тяжёлой ЗА, например, ЗА 7-го уровня (упомянутой во введении), [3]. Поскольку авторы не обнаружили в доступной литературе необходимых для расчётов данных по воздушным концентрациям изотопов в рабочих зонах промплощадки для случаев подобных ЗА, приходится исходить из аналогии. Мы формально полагаем, что значения концентрации изотопов йода в рассматриваемых нами рабочих зонах для тяжёлой ЗА прямо пропорциональны общим объёмам выбросных радионуклидов в случае рассматриваемой в данной работе ЗА, хотя в общем случае это не так. Вместе с тем, для принимаемых ориентировочных оценок итоговых доз, приближение указанной аналогии можно считать удовлетворительным. Принимая расчётное значение выброса ^{131}I для тяжёлой ЗА = 10^{18} Бк, получаем следующие дозы облучения контактирующих лиц:

Общение с взрослым лицом: ежесуточное время общения = 8 час, на расстоянии 0,5 м. Годовые эффективная и эквивалентная в коже дозы равны:

$$\begin{aligned} D_{eff}^{ad}(0,5 \text{ м}) &= 12 \text{ мЗв} > 5 \text{ мЗв} \\ D_{eq}^{ad}(0,5 \text{ м}) &= 22 \text{ мЗв} \ll 50 \text{ мЗв (на кожу)} \end{aligned} \quad (3.3)$$

- а) Общение с ребёнком (возраст 5 лет): ежесуточное время общения = 2 час, на расстоянии 0,15 м: Годовые – эффективная, и эквивалентная в коже, дозы равны:

$$\begin{aligned} D_{eff}^{ch}(0,15 \text{ м}) &= 73 \text{ мЗв} > 1 \text{ мЗв} \\ D_{eq}^{ch}(0,15 \text{ м}) &= 140 \text{ мЗв} > 50 \text{ мЗв (на кожу)} \end{aligned} \quad (3.4)$$

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Отсюда следует, что работник с указанным уровнем загрязнения ^{131}I организма представляет значительную опасность для контактирующих лиц из числа, как детского, так и взрослого контингента. Подчеркнём, что приводимая оценка носит формальный характер. Для реальных условий, обеспечивающих минимизацию рисков для персонала в случаях такого рода ЗА, мы должны учесть значительное сокращение допустимого времени пребывания персонала после начала ЗА, включающее оперативную его эвакуацию из рабочей зоны, а также принятие предохранительных мер медицинского характера, в том числе, приём медикаментов для своевременной блокировки функции ЩЖ. Эти условия необходимо конкретизировать с учётом конкретных поставочных регламентов, определяющих планируемые меры в отношении персонала АЭС в случаях ЗА. Разработанные авторами расчётные модели и программное обеспечение позволяют всесторонне учесть возможные режимы и сценарии облучения персонала в период реализации противоаварийных мер, включая учёт фактора блокирования функции ЩЖ в рамках разработанной биокинетической модели. Исходя из полученных данных, становится возможным определять вполне безопасные сценарии постоянного общения загрязнённых работников со своими родственниками (и коллегами по работе), включая, при необходимости, предписание заданных периодов временной изоляции (времен выдержки) этих работников от контактирующих лиц. Поскольку такого рода задачи сопровождаются значительным набором определяющих параметров, и, соответственно, значительным числом расчётных вариантов и случаев, им целесообразно будет посвятить в будущем отдельное исследование.

Выводы

Разработаны расчётные фантомы лиц из персонала/населения применительно к расчёту методом Монте-Карло транспорта излучения от изотопов йода, распределённых в органах человека, организм которого может быть загрязнён выбросным ^{131}I в ходе ЗА. Методом Монте-Карло рассчитаны – на сетке расчётных детекторов – значения удельных доз внешнего облучения от ^{131}I , локализованного в различных органах условного работника. На базе биокинетической схемы МКРЗ (2017 г.) сформулирована мульти-компартаментная модель кинетики ^{131}I в организме человека (лица из персонала/населения), поступающего в него ингаляционно; осуществлена программная реализация модели. Рассчитаны кинетические зависимости ^{131}I в органах человека по представленной компартаментной модели для случая ингаляционного поступления изотопа в элементарной форме. Рассчитаны временные зависимости эффективной и эквивалентных мощностей доз внешнего облучения лиц, контактирующих с работником, организм которого может быть загрязнён выбросным ^{131}I в случае возможной запроектной аварии. Для типовых сценариев общения родственников дана расчётная оценка возможных значений годовых доз внешнего облучения лиц, контактирующих с работником АЭС, организм которого может быть загрязнён выбросным ^{131}I – в случае вероятной запроектной аварии.

Заключение

Планируется развитие излагаемой работы в рамках нового цикла расчётных исследований – применительно к расчёту доз внешнего облучения лиц, контактирующих с работником АЭС, организм которого может быть загрязнён выбросными аэрозольными формами ^{131}I и ^{133}I в случаях возможных различных запроектных аварий.

ЛИТЕРАТУРА

1. Орловская В. И., Трифонов А. Г. Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал АЭС-2006 при запроектных авариях с учетом типовой инфраструктуры промплощадки // Весці НАН Беларусі. Сер. Фізіка-Тэхніч. Навук. 2019. Т. 64, № 4. – с. 485 – 490.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

2. Горбачёва Н.В., Кулич Н.В. Расчётный комплекс для анализа последствий радиационных аварий на АЭС на базе кодов улучшенной оценки RADRISK и DECA//Вестн НАН Беларуси. Сер. Фізика-Тэхніч. Навук. 2014, № 2. – с. 51 – 57.
3. Ларионов В.И., Александров А.А., Суцев С.П. Методы анализа риска на ранней фазе радиационной аварии // Сетевое издание «Нефтегазовое дело». 2021. №6. – с. 75 – 94.
4. R. W. Leggett. A Physiological Systems Model for Iodine for Use in Radiation Protection//RADIATION RESEARCH. 2010, v.174. – p. 496 – 516.
5. Ильин Л.А., и соавт. Радиоактивный йод в проблеме радиационной безопасности. – Под ред. проф. Л.А. Ильина. — М.: Атомиздат, 1972. – 272 с.
6. Struelens L., Huet C., Broggio D, et al. Joint EURADOS-EANM initiative for an advanced computational framework for the assessment of external dose rates from nuclear medicine patients //EJNMMI Physics. 2024, Vol. 11, № 38. – p. 1 – 17.
7. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09. – М: Федеральная Служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека. 2009. – 101 с.
8. Nguyen Q.C., Aleksandrova O.P., Garbuzov P.I., Klyopov A.N., Krylov V.V. Modeling of external radiation doses from patients undergoing radioiodine therapy for hyperthyroidism and thyroid cancer //«Техногенные системы и экологический риск»: Тез. докл. IV Международной (XVII Региональной) научной конференции /Под общ. ред. А.А. Удаловой. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2021. – 521 с. – С. 395-397.
9. Нгуен Куок Кыонг. «Методика расчёта мощности дозы внешнего облучения от больных тиреотоксикозом пациентов после проведения им курса радиойодтерапии»/ Дипломная работа (ВКР). Руководитель О.П. Александрова. – Обнинск: Обнинский институт атомной энергетики – филиал НИЯУ МИФИ. 2020. – 126 с.
10. ICRP Publication 89. Basic Anatomical and Physiological Data for Use in Radiological Protection Reference Values. Annals of the ICRP. 2002, Vol. 32, № 3-4. – 265 p.
11. Cristy M., Eckerman K.F. Specific Absorbed Fractions of Energy at Various Ages From Internal Photon Sources / U.S. DEPARTMENT OF ENERGY. OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY. ORNL/TM-8381/V1. – Oak Ridge: Tennessee. 1987. – 100 p.
12. ICRP Publication 137. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3. Ann. ICRP. 2017. Vol.46, № 3/4. – 491 p.
13. Чабань Ю.М., Матусевич Е.С., Клепов А.Н., и соавт. Радиационная безопасность населения при проведении радиойодтерапии// В Сб: «Радиойодтерапия тиреотоксикоза: руководство». – М.: ГОЭТАР-Медиа, 2009. – 160 с. – с. 142 -151.

МНОГОКАМЕРНЫЕ МОДЕЛИ КИНЕТИКИ ИЗОТОПОВ ЙОДА В ОРГАНИЗМЕ ЧЕЛОВЕКА ДЛЯ ОЦЕНКИ ИНДИВИДУАЛИЗИРОВАННЫХ ДОЗ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА В ХОДЕ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ НА АЭС

О. П. Александрова¹, А. Н. Клёпов²

¹ АНО ДПО «Техническая академия Росатома», Обнинск, Россия

² НПП «Дионис», Обнинск, Россия

эл. почта: oksana-dolya@mail.ru

ВВЕДЕНИЕ

Практикуемые за рубежом и в РФ методики дозиметрического анализа и контроля персонала АЭС/населения прилегающих территорий основываются на

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

стандартизированных моделях МКРЗ: а) модели референсного человека, к которому применяются те же условия облучения, которые могут реализоваться для реального персонала; б) типовых моделях биокинетки радиоуклидов, [1], и их соединений в организме работников АЭС, поступающих как в нормальных, так и/или аварийных условиях выброса радиоактивных веществ из оборудования АЭС. В ряде случаев, когда требуется оценить дополнительные параметры радиационного воздействия аварийного события на организм работника, указанные стандартизированные методики не дают такой возможности. Поэтому наряду с ними целесообразно разрабатывать или привлекать более детализированные модельные схемы, обоснованность применения которых можно будет подтвердить в каждом конкретном случае, опираясь на дополнительные критерии и оценки последствий конкретной радиационной аварии. Отвечая этому подходу, авторами была проведена соответствующая научно-исследовательская работа, результаты которой представлены в настоящей статье. Работа посвящена формулировке и реализации основанной на рекомендованной МКРЗ в 2017г многокамерной модели биокинетики изотопов радиоактивного йода, и расчёту на её базе ожидаемых доз облучения персонала, которые могут сформироваться в их организме в процессе возможной запроектной аварии (ЗА) на АЭС с реактором класса ВВЭР, [2].

Материалы и методы

1. МКРЗ-модели кинетики радионуклидов в организме человека, используемые для оценки доз внутреннего облучения персонала/ населения при аварийных выбросах на АЭС

МКРЗ разработала серию моделей, описывающих кинетику многих радионуклидов, которые могут попасть в организм человека в результате нормальной эксплуатации и аварийных выбросов на АЭС. Эти модели учитывают такие важные аспекты, как пути попадания радионуклидов в организм (дыхание, пища, питье), их метаболизм и распределение в различных органах и тканях, а также скорость выведения из организма [1]. Использование МКРЗ-моделей позволяет во многих случаях проводить оценку доз внутреннего облучения персонала и населения при аварийных выбросах на АЭС с удовлетворительной достоверностью и системно прогнозировать потенциальные радиационные риски для здоровья человека. Эти модели являются важным инструментом для разработки мер по защите персонала и населения, и разработки оптимальных стратегий реагирования в случаях ядерных аварий. Наиболее широко используемая в нормативной документации и прикладных разработках по радиационной защите модель, описывающая кинетику радиоактивных изотопов йода в организме, – трёхкамерная модель, представленная в публикациях МКРЗ № 56, 66, [3, 4]. Радионуклиды йода являются одними из наиболее представительных продуктов ядерного деления (ПЯД), которые могут быть выброшены при возможных авариях на АЭС. Модели МКРЗ учитывают различные формы радионуклидов йода (в элементарной, газовой или аэрозольной формах) и пути их поступления: посредством ингаляции, через потребление загрязненной РВ пищи и воды, через кожную поверхность посредством поглощения, и описывают аккумуляцию и кинетику радионуклидов йода, трансформированных первоначально в иодиды, затем – в гормональные формы в щитовидной железе (ЩЖ) и других органах, а также динамику их выведения из организма. На настоящее время общепризнана несостоятельность некоторых параметров трёхкамерной модели для формулировки современных критериев радиационной защиты, развиваемых МКРЗ, и опирающихся на рассчитанные в рамках данной модели дозовые факторы. Так, в частности, в этой модели предполагается, что органический йод равномерно распределяется во всех органах и тканях организма, за исключением ЩЖ, и выводится из них с одинаковым биологическим временем полувыведения = 12 суток. Это в целом не соответствует действительным параметрам биокинетики радиойода в экстратиреоидных

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

органах и тканях, которые, как показывают многочисленные многолетние исследования в ядерной медицине и радиобиологии, существенно индивидуальны; игнорирование этих индивидуальных особенностей метаболизма радиойода может приводить к значительным искажениям в расчётных значениях доз облучения, которые могут реализоваться в этих органах. Так, в исследовании [5, 6] получено: в случае ингаляционного поступления элементарного ^{131}I поглощённая доза (ПД) в стенке желудка в 4,6 раза превышает значение ПД, рассчитанное по [1], ПД в слюнных железах – в 2,4 раза, в почках – в 5 раз, в печени – 2,2 раза. Исходя из этого, в работах [5, 6] предложена новая мультикомпартаментная модель обращения йода в организме человека, параметры которой основательно обоснованы на базе обработки большого количества экспериментальных и расчётных исследований. Исследования, проведенные в работе [5], также показали, что, по сравнению с биокинетической моделью МКРЗ, [1], которая на протяжении уже нескольких десятилетий массово используется при оценке доз облучения персонала и населения в случаях поступления радиоактивного йода в их организм, предложенная модель предсказывает более высокие поглощенные дозы в ЩЖ на единицу поступающей в кровь активности для изотопов йода – с очень коротким периодом полураспада (порядка несколько часов), а также демонстрирует значительно более высокие значения поглощенной дозы для стенки желудка, слюнных желез и почек – для большинства изотопов йода. К настоящему времени модель [5], после включения её в соответствующие документы МКРЗ № 130, 137, [7, 8], систематически и активно применяется в разных областях – в решении проблем радиационной безопасности и радиационной защиты в ядерной отрасли, в дозиметрических исследованиях в ядерной медицине, при радиобиологическом моделировании процессов блокирования функционирования ЩЖ, и др. Учитывая важное методическое и прикладное значение данной модели, именно она привлекается в данной разработке для изучения задачи облучения персонала АЭС с реактором ВВЭР в ходе ЗА.

2. Модель биокинетики радиойода в организме человека, учитывающая ингаляционное поступление радиоактивных аэрозольных частиц

Многокамерная модель биокинетики радиойода, представленная в [5, 8], и использованная для формулировки дозиметрической задачи облучения человека в случае ингаляционного поступления изотопов йода в его организм, представлена ниже системой кинетических уравнений (2.1- 2.15), приводимой частично. Укажем предварительно, что использованная в работе терминология «на базе многокамерной схемы МКРЗ» означает, что из соответствующего Руководства МКРЗ [8] заимствована только сама многокамерная схема обращения йода, но, в отличие от [8], в предлагаемой биокинетической модели константы обмена между камерами могут быть произвольными. Основная группа биокинетических уравнений для радиойода в экстрапульмонарной области организма, которая соответствует блок-схеме камерной модели для радиойода, представленной в [5] и в [8, раздел 5.2.3.2, рис. 5.2], имеет следующий вид:

Камера крови – кинетика изотопа йода-йодида:

$$\begin{aligned} \frac{dy_1}{dt} = & [-(\lambda + a_{1,3} + a_{1,5} + a_{1,6} + a_{1,12} + a_{1,14} + a_{1,18} + a_{1,23}) \\ & + (-(a_{1,24} + a_{1,28} + a_{1,30} + a_{1,31} + a_{1,32} + a_{1,34} + a_{1,36}) + a_{1,28} + a_{1,40} \\ & + a_{1,42} + a_{1,44}) - (a_{1,48} + a_{1,50} + a_{1,52})] \cdot y_1 + a_{3,1} \cdot y_3 + a_{4,1} \cdot y_4 + a_{6,1} \cdot y_6 \\ & + a_{8,1} \cdot y_8 + a_{12,1} \cdot y_{12} + a_{13,1} \cdot y_{13} + a_{14,1} \cdot y_{14} + a_{15,1} \cdot y_{15} + a_{18,1} \cdot y_{18} \\ & + a_{23,1} \cdot y_{23} + a_{24,1} \cdot y_{24} + a_{27,1} \cdot y_{27} + a_{28,1} \cdot y_{28} + a_{29,1} \cdot y_{29} + a_{30,1} \cdot y_{30} \\ & + a_{54,1} \cdot y_{54} \end{aligned} \quad (2.1)$$

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Камера крови – кинетика изотопа йода, связанного с гормонами ЩЖ:

$$\frac{dy_2}{dt} = - [(\lambda + a_{2,13} + a_{2,15} + a_{2,26} + a_{2,29} + a_{2,31} + a_{2,33} + a_{2,37}) + (-(a_{2,39} + a_{2,41} + a_{2,43} + a_{2,45} + a_{2,46} + a_{2,47} + a_{2,49} + a_{2,51} + a_{2,53}))] \cdot (y_2 + a_{4,2} \cdot y_4 + a_{13,2} \cdot y_{13} + a_{15,2} \cdot y_{15} + a_{26,2} \cdot y_{26} + a_{29,2} \cdot y_{29} + a_{31,2} \cdot y_{31} + a_{33,2} \cdot y_{33} + a_{37,2} \cdot y_{37} + a_{39,2} \cdot y_{39} + a_{41,2} \cdot y_{41} + a_{43,2} \cdot y_{43} + a_{45,2} \cdot y_{45} + a_{46,2} \cdot y_{46} + a_{47,2} \cdot y_{47} + a_{49,2} \cdot y_{49} + a_{51,2} \cdot y_{51} + a_{53,2} \cdot y_{53}) \quad (2.2)$$

Камера щитовидной железы – кинетика изотопа йода-иодида:

$$\frac{dy_3}{dt} = -(\lambda + a_{3,1} + a_{3,4}) \cdot y_3 + a_{1,32} \cdot y_1 \quad (2.3)$$

Камера щитовидной железы – кинетика изотопа йода, связанного с гормонами ЩЖ:

$$\frac{dy_4}{dt} = -(\lambda + a_{4,2} + a_{4,1}) \cdot y_4 + a_{3,4} \cdot y_3 \quad (2.4)$$

Из экономии объёма статьи ряд уравнений не приводится; даётся перечень кинетических функций, отвечающих соответствующим компартаментам и их уравнениям. Это: y_5 – функция кинетики изотопа йода-иодида в слюнных железах; y_6 – функция кинетики изотопа йода-иодида в стенке желудка; y_7 – функция кинетики изотопа йода-иодида в содержимом желудка; y_8 – функция кинетики изотопа йода-иодида в содержимом тонкого кишечника; y_9 – функция кинетики изотопа йода-иодида в содержимом толстого кишечника (правый отдел); y_{10} – функция кинетики изотопа йода-иодида в содержимом толстого кишечника (левый отдел); y_{11} – функция кинетики изотопа йода-иодида + комплекс изотопа йода, связанного с глюкуронидами печени, в компартаменте аккумуляции экскреций из ректосигмоидного отдела кишечника; y_{12} – функция кинетики изотопа йода-иодида в печени; y_{13} – функция кинетики изотопа йода в печени, связанного с гормонами ЩЖ; y_{14} – функция кинетики изотопа йода-иодида клеточного в почках; y_{15} – функция кинетики изотопа йода в почках, связанного с гормонами; y_{16} – функция кинетики изотопа йода-иодида в мочевом пузыре поступающего из почек; y_{17} – функция кинетики накопления изотопа йода-иодида в выводимой моче; y_{18} – функция кинетики, описывающая трансформацию в печени органифицированного изотопа йода в комплекс изотопа йода, связанного с глюкуронидами; y_{19} – функция кинетики комплекса изотопа йода, связанного с глюкуронидами, в содержимом тонкого кишечника; y_{20} – функция кинетики комплекса изотопа йода, связанного с глюкуронидами, в содержимом толстого кишечника (правый отдел); y_{21} – функция кинетики комплекса изотопа йода, связанного с глюкуронидами, в содержимом толстого кишечника (левый отдел); y_{22} – функция кинетики изотопа йода-иодида в содержимом пищевода; y_{23} – функция кинетики изотопа йода-иодида, фильтрующегося в мочевыделительную систему; y_{24} – функция кинетики изотопа йода-иодида в остальных органах и тканях «первого типа», не представленных отдельными компартаментами (камера «other iodine 1» согласно [5, 8]); y_{25} – функция кинетики изотопа йода-иодида в остальных органах и тканях «второго типа», не представленных отдельными компартаментами (камера «other iodine 2» согласно [5, 8]); y_{26} – функция кинетики органифицированных форм изотопа йода в остальных органах и тканях «первого типа», не представленных отдельными компартаментами (камера «other organic

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

iodine 1» согласно [5, 8]); y_{27} – функция кинетики органифицированных форм изотопа йода в остальных органах и тканях «второго типа», не представленных отдельными компартаментами (камера «other organic iodine 2» согласно [5, 8]); y_{55} – функция кинетики описывает «иодидное содержимое ротовой полости» – поступление изотопа йода-иодида из «камеры слюнных желёз» и выведение его части в «камеру пищевода»; y_{56} – функция кинетики описывает иодидное содержимое «ректосигмоидного отдела кишечника – изотоп йода-иодид», и его поступление из правого-левого отделов толстого кишечника; y_{57} – функция кинетики описывает содержимое – комплекс изотопа йода, связанного с глюкуронидами, в «ректосигмоидном отделе кишечника, и его поступление из правого–левого отделов толстого кишечника; y_{58} – функция кинетики описывает содержимое – изотоп йода-иодид в камере «стенка ректосигмоидного отдела кишечника, и его поступление из камеры «кровь – изотоп йода-иодид»; y_{59} – функция кинетики описывает содержимое – комплекс изотопа йода-иодида, связанного с гормонами ЩЖ, в камере «стенка ректосигмоидного отдела кишечника, и его поступление из камеры «кровь – изотоп йода, связанный с гормонами ЩЖ». В описываемых уравнениях отсутствуют отсылки к камерам с индексами $i = 28 – 53$: авторы представляемой работы мотивировали учёт этих камер необходимостью более точного расчёта распределения субстратов йода в организме человека и необходимостью более точной дозиметрией органов, отвечающих этим дополнительным камерам, в настоящей разработке данные камеры не учитываются, это – предмет будущих разработок. Начальные условия для функций кинетики: $y_i = 0$ при $t = 0$; $i = 1 – 27$; $i = 54 – 59$.

В настоящей работы результаты расчётов приводятся только в рамках базовой модели [5], т.е. для заданного там набора кинетических констант. Далее, в данном разделе формулируется компонента биокинетической модели обращения изотопов йода, относящаяся к лёгочному тракту, и описывающая транспорт и кинетику субстратов радиойода в сегментах лёгких при его поступлении в аэрозольных формах. Аэрозольные формы изотопов йода, как правило, превалируют в облаке выброса в ходе различных ЗА на АЭС, и, по различным расчётным оценкам, могут достигать до 98 % общего содержания (остальную долю составляют газовые, парогазовые и паровые формы радиоактивных веществ). Поэтому, методики, рекомендации по определению, и расчётные оценки возможных доз внутреннего облучения работника, которые он может получить посредством ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей в ходе аварийного выброса, являются доминирующими в общей методологии дозиметрического анализа персонала, а также – населения прилегающих к АЭС территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате ЗА. Все необходимые параметры модели респираторного тракта нами взяты из [7, 8]. В [7] приводятся также анатомо-геометрические параметры, характеризующие различные отделы (и сегменты) респираторного тракта взрослого человека, в частности, там приводятся необходимые для дозиметрических моделей физико-физиологические параметры дыхания человека при различных способах его реализации. В настоящей работе в дозиметрической схеме для персонала АЭС используется только носовая схема дыхания. В наших расчётах в качестве базовой схемы согласно [7] принимается модель депозиции в респираторном тракте однородного ансамбля аэрозольных частиц с медианным по активности аэродинамическим диаметром (AMAD) = 5 мкм. Численные значения постоянных времён выведения частиц, в размерности [1/сут], из одного отдела/сегмента респираторного тракта в другой также заимствованы из [8]. При этом, в настоящей работе, в отличие от [7, 8], авторами в расчётную модель (и, соответственно, в расчётную программу) заложена возможность задания различных постоянных времён для различных фракций аэрозолей, поступивших в различные отделы/сегменты респираторного тракта (BB, bb, AI, ...). Стандартизованные распределения фракций аэрозольных частиц в процессе депозиции между различными компартаментами отделов/сегментов респираторного тракта приведены 31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

в [7]. Кроме механического механизма выведения аэрозольных частиц из респираторного тракта следует также рассматривать процессы растворения аэрозольного вещества в сегментах лёгких, и их последующую абсорбцию биологическими жидкостями организма; согласно [7], случаи изотопов йода в составе аэрозольного выброса относятся только к быстрорастворимому варианту. В настоящем расчётном исследовании использованы базовые значения скоростей растворения отложившихся аэрозольных веществ в респираторном тракте, согласно [7]. Сформулируем теперь уравнения кинетики для сегментов лёгочного тракта с учётом детальной дозиметрической структуры лёгких, [7, раздел 3.2], и камерных схем обращения аэрозольных фракций в сегментах лёгких, [7, рис. 3.4-3.5].

Камера кинетики радиойода в тканях носовых дыхательных путей; поступление изотопов – аэрозольное осаждение (камера ET1):

$$\frac{dy_{60}}{dt} = - (\lambda + a_{60,71} + a_{60,61} + a_{60,1})y_{60} + PI(60) \cdot HEV_{exp}(t) \quad (2.5)$$

Камера кинетики радиойода в наружных тканях сегмента ET2 (камера ET2’):

$$\frac{dy_{61}}{dt} = - (\lambda + a_{61,22} + a_{61,1})y_{61} + a_{60,61}y_{60} + a_{62,61}y_{62} + PI(61) \cdot HEV_{exp}(t) \quad (2.6)$$

Камера кинетики радиойода в сегменте ВВ’ бронхиального отдела лёгких:

$$\frac{dy_{62}}{dt} = - (\lambda + a_{62,61} + a_{62,1})y_{62} + a_{63,62}y_{63} + PI(62) \cdot HEV_{exp}(t) \quad (2.7)$$

Камера кинетики радиойода в сегменте bb’ бронхиолярного отдела лёгких:

$$\frac{dy_{63}}{dt} = - (\lambda + a_{63,62} + a_{63,1})y_{63} + a_{64,63}y_{64} + PI(63) \cdot HEV_{exp}(t) \quad (2.8)$$

Камера кинетики радиойода в альвеолярном компартменте ALV альвеолярно-интерстициального сегмента лёгких (AI):

$$\frac{dy_{64}}{dt} = - (\lambda + a_{64,63} + a_{64,68} + a_{64,1} + a_{64,63})y_{64} + a_{64,63}y_{64} + PI(64) \cdot HEV_{exp}^{(2,9)}(t)$$

Камера кинетики радиойода в компартменте ET_{seq}:

$$\frac{dy_{65}}{dt} = - (\lambda + a_{65,69} + a_{65,1})y_{65} + PI(65) \cdot HEV_{exp}(t) \quad (2.10)$$

Камера кинетики радиойода в компартменте ВВ_{seq}:

$$\frac{dy_{66}}{dt} = - (\lambda + a_{66,70} + a_{66,1})y_{66} + PI(66) \cdot HEV_{exp}(t) \quad (2.11)$$

Камера кинетики радиойода в компартменте bb_{seq}:

$$\frac{dy_{67}}{dt} = - (\lambda + a_{67,70} + a_{67,1})y_{67} + PI(67) \cdot HEV_{exp}(t) \quad (2.12)$$

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Камера кинетики радиойода в интерстициальном компартаменте лёгких – INT:

$$\frac{dy_{68}}{dt} = -(\lambda + a_{68,70} + a_{68,1})y_{68} + a_{64,68}y_{64} + PI(68) \cdot HEV_{exp}(t) \quad (2.13)$$

Камера кинетики радиойода в лимфоузлах сегмента ET1:

$$\frac{dy_{69}}{dt} = -(\lambda + a_{69,1})y_{69} + a_{65,69}y_{65} \quad (2.14)$$

Камера кинетики радиойода в лимфоузлах сегмента ET2:

$$\frac{dy_{70}}{dt} = -(\lambda + a_{70,1})y_{70} + a_{66,70}y_{66} + a_{67,70}y_{67} + a_{68,70}y_{68} \quad (2.15)$$

где $HEV_{exp}(t) = HEV_T(t) \cdot A_{exp}$, $A_{exp} = A_0 \cdot V_{lung}$, $HEV_T(t) = \begin{cases} 1, & t \leq T_{exp} \\ 0, & t > T_{exp} \end{cases}$

$A_{exp} = A_0 \cdot V_{lung}$, A_0 – концентрация изотопа йода в облаке выброса, ГБк/м³; V_{lung} – объёмная скорость дыхания (в лёгких), м³/час; T_{exp} – время пребывания персонала в облаке выброса; λ – постоянная распада изотопа йода; $PI(i)$ – фракции осаждения аэрозолей в тканях i -сегментов лёгких, $i = 1 - 65, 67 - 68$. Начальные условия для соответствующих уравнений: $y_i = 0; t = 0; i = 60 - 70$.

3. Формулировка дозовых характеристик внутреннего облучения работника АЭС при аварийном выбросе изотопов йода

Формулировка дозовых соотношений облучения работника в данной работе основывается не на методиках МКРЗ, а на методологии MIRD, [9]. Это обусловлено приятными в настоящей работе исходными позициями дозиметрической методики, ориентированной в конечном счёте на получение действительно индивидуальных характеристик облучения конкретных лиц из персонала. Методология МКРЗ для этого случая не подходит, так как оперирует исключительно параметрами стандартного человека. В то же время, MIRD-методология ориентирована на получение именно индивидуальных параметров облучения, поскольку в основном она разрабатывалась применительно к области радиационной медицины (в том числе – ядерной медицины), в целях дозиметрического планирования максимального терапевтического эффекта лучевой (радионуклидной) терапии именно для конкретного пациента. Согласно MIRD-подхода, поглощённые дозы (ПД) в k -органах человека (обозначим $D_{n,k}$), в данном случае облучаемых изотопами, поступившими в его организм в результате радиационной аварии (РА), определяются рутинными соотношениями [9], выражаемыми композицией резидентных времён и S -факторов для конкретного облучаемого органа, взятых для случаев самооблучения самого органа накопленными в нём радионуклидами, и перекрёстного облучения радионуклидами, накопленными в смежных органах. ПД k -органа $D_{n,k} = D_{n,k}^0 + D_{n,k}^1$, где $D_{n,k}^0$ – компонента самооблучения органа, а $D_{n,k}^1$ – компонента ПД перекрёстного облучения со стороны всех смежных органов. Соответствующие соотношения для поглощённых доз (в Гр) в крови и красном мозге, формируемых облучением ¹³¹I, циркулирующего в кровеносной системе человека, обоснованы и приведены в MIRD-Руководстве [10]; они и использованы в настоящей разработке. Что касается случая облучения крови и красного костного мозга ¹³¹I, то

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Рис. 3.1. – Кинетика субстанций ^{131}I в ЩЖ.

Рис. 3.2. – Кинетика ^{131}I в организме работника.

Рассчитанные по представленной биокинетической модели эквивалентные дозы в органах и ЩЖ, и эффективные дозы работников в указанных рабочих зонах АЭС, приведены в табл. 3.3-3.4; из них следует, что основные дозы облучения для принятого сценария ЗА реализуется в ЩЖ персонала. В остальных органах реализуемые дозы незначительны. Так, согласно табл. 3.3. для лёгких получено $D_{\text{экв}} = 0,5 \text{ Зв}$, что намного меньше дозы 6 Зв (соответствует 6 Гр для ПД, согласно Табл. 6.1 НРБ-99/2009), требующей срочного вмешательства. Отталкиваясь от значений толерантных доз, рекомендованных на основании результатов многочисленных радиобиологических и клинических исследований в ядерной медицине и лучевой терапии, см. [12] и ссылки в ней, следует вывод о том, что при ингаляции аэрозольных форм ^{131}I и ^{133}I ни в одном органе реализуемая эквивалентная доза далеко не достигает толерантных значений – D_{lim} . В частности, отметим, что для важнейших критических органов: крови – $D_{\text{экв}} = 0,58 \text{ мЗв} +$ (сопоставимая доза от ^{133}I), что намного меньше дозового предела здесь, $D_{\text{lim}} = 2 \text{ Зв}$; красного костного мозга – $D_{\text{экв}} = 0,85 +$ (сопоставимая доза от ^{133}I) $\text{мЗв} \ll D_{\text{lim}} = 2,0 \text{ Зв}$.

Таблица 3.3 - Значения эквивалентных доз в органах работника в зоне 1 для случая ингаляции аэрозольных фракций изотопов $^{131}\text{I} + ^{133}\text{I}$ в составе выбросов в ходе ЗА

Орган	Эквивалентная доза для нуклидов $I^{131} + I^{133}$, мЗв	Толерантные дозы, Зв
Стенки кровеносных сосудов	$0,03 + 0,01 = 0,05$	
Щитовидная железа	$629 + 221 = 850$	
Слюнные железы	$0,34 + 0,08 = 0,42$	30
Красный костный мозг	0,75	2
Кровь	0,58	2
Стенка желудка	$0,26 + 0,08 = 0,34$	
Стенка тонкого кишечника	$0,15 + 0,03 = 0,18$	
Стенка толстого кишечника (левый отдел)	$0,43 + 0,19 = 0,62$	
Стенка толстого кишечника (ректосигмоидный отдел)	$0,41 + 1,6 = 2,01$	
Печень	$0,02 + 0,04 = 0,06$	32
Почки	$0,19 + 0,53 = 0,72$	30
Лёгкие	$0,4 + 0,1 = 0,5$	24
Стенка мочевого пузыря	$0,03 + 0,12$	40

Таблица 3.4 - Дозы в ЩЖ персонала для случая ингаляции аэрозольных фракций изотопов $^{131}\text{I} + ^{133}\text{I}$ в составе выбросов в ходе ЗА

Доза облучения	Величина дозы облучения, мЗв				
	Зона 1 (~40 м)	Зона 2 (~40-60 м)	Зона 3 (~60-90 м)	Зона 4 (~90-105 м)	Зона 5 (~105-165 м)
Эквивалентная доза в щитовидной железе от $^{131}\text{I} + ^{133}\text{I}$, мЗв	$629 + 221 = 850$	773	618	464	309
Вклад дозы облучения щитовидной железы	42,5	38,6	31	23	15,5

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Доза облучения	Величина дозы облучения, мЗв				
	Зона 1 (~40 м)	Зона 2 (~40-60 м)	Зона 3 (~60-90 м)	Зона 4 (~90- 105 м)	Зона 5 (~105- 165 м)
от $^{131}\text{I} + ^{133}\text{I}$ в эффективную дозу, мЗв					

Далее, согласно табл. 3.4, следует что в зонах 1 - 5 дозы в ЩЖ превышают 250 мЗв. Согласно табл. 6.3 НРБ-99/2009 «Критерии для принятия неотложных решений в начальном периоде радиационной аварии», в соответствии с уровнем «А», поскольку доза в ЩЖ персонала в этих рабочих зонах превышает 250 мГр (при переходе к эквивалентной – 250 мЗв), это предполагает оперативное вмешательство посредством проведения йодной профилактики персонала. Далее следует обратить внимание, что по критерию эффективной дозы (должна быть не выше предела допустимой годовой дозы 50 мЗв для персонала в случае аварийных ситуаций по НРБ-99/2009) ситуация в двух первых рабочих зонах требует, согласно [2], принятия срочных защитных мер. В нашей разработке для соответствующих эффективных доз получены более высокие значения – за счёт большего вклада от ЩЖ по представленной модели, что лишь усиливает соответствующую рекомендацию по защите персонала.

В рамках настоящей работы также рассмотрен случай облучения персонала для варианта возможной ЗА 7-го уровня, [13], при которой выбросы ^{131}I составляют величину порядка $1,6 \cdot 10^{18}$ Бк; при этом, в несколько меньших активностях выбрасываются также радионуклиды: ^{106}Ru , ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{90}Sr (в первые секунды – взрывной тип разрушения активной зоны). Поскольку авторы не обнаружили в доступной литературе необходимых для расчётов данных по воздушным концентрациям изотопов в рабочих зонах промплощадки для случаев подобных ЗА, приходится исходить из аналогии. Мы полагаем, что значения концентрации изотопов йода в рассматриваемых нами рабочих зонах для тяжёлой ЗА прямо пропорциональны общим объёмам выбросных радионуклидов в случае рассматриваемой в данной работе ЗП. Хотя понятно, что соотношение парциальных фракций изотопов йода в той и другой ЗП могут принципиально отличаться, поскольку указанная ЗА 7-го уровня сопровождается разрушением активной зоны, которая характеризуется специфическим составом радионуклидов, отличным от его состава в воздушном пространстве реактора. Вместе с тем, для принимаемых ориентировочных оценок итоговых доз, приближение указанной аналогии можно считать удовлетворительным. Принимая расчётное значение выброса ^{131}I для тяжёлой ЗА = 10^{18} Бк (что соответствует приземной концентрации = 1 Гбк/м^3), и время нахождения персонала первой зоны в облаке выброса = 10 мин (условное время эвакуации из опасной области), получаем следующее значение $D_{\text{экв}}$ в ЩЖ = 263 Зв, что превышает аблативное значение для ткани ЩЖ (соответствует полному лучевому поражению ткани) определяемой специалистами в области радиодтерапии в интервале [150 - 250] Зв, см. [14] и приведенные там ссылки. Также рассчитан вариант облучения работника при условии принятия им блокирующего ЩЖ медикамента; расчётное время приёма = 0 час по факту выброса радионуклидов, что соответствует принятию условия $a_{1,3} = 0$, т. е., полностью блокируется доступ йодида в ЩЖ, который сразу же после поступления из лёгких перераспределяется между другими органами и кровью. При тех же входных данных рассчитаны дозы в критических органах, которые в целом оказались незначительными: максимальная доза реализуется в стенке толстого кишечника, где не превышает 0,2 Зв. В то же время, важно отметить, что в обоих случаях (ЩЖ не блокирована и ЩЖ блокирована) недопустимо большая доза реализуется в поверхностных слоях носовых дыхательных путей = 104 Зв; этот факт указывает на

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

необходимость в числе оперативных мер реагирования предусматривать в обязательном порядке достаточную физическую защиту дыхательных органов работника.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработанная методика и программное обеспечение могут быть использованы в практике уточнённого расчёта уровней облучения персонала АЭС и населения прилегающих к ним территорий от воздействия изотопов йода в составе радиоактивных выбросов, формирующихся в ходе возможных различных запроектных и проектных аварий.

ЛИТЕРАТУРА

1. ICRP Publication 78. Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers (preface and glossary missing). Ann. ICRP. 1997, Vol. 27, № 3/4. – 179 p.
2. Орловская В. И., Трифонов А. Г. Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал АЭС-2006 при запроектных авариях с учетом типовой инфраструктуры промплощадки // Весці НАН Беларусі. Сер. Фіз.-тэх. нав. 2019. Т. 64, № 4. – с. 485–490.
3. ICRP Publication 56. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides. Part 1. Ann. ICRP. 1990, Vol. 20, № 2. – 134 p.
4. ICRP Publication 66. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. Ann. ICRP. 1994, Vol. 24, № 1/3. – 492 p.
5. Leggett R.W. A Physiological Systems Model for Iodine for Use in Radiation Protection // Radiation Research. 2010, v.174. – p. 496 – 516.
6. Leggett R.W. An age-specific biokinetic model for iodine // J. Radiol. Prot. 2017, Jan; vol.37, № 4. – p. 864 – 882.
7. ICRP Publication 130. Occupational intakes of radionuclides: Part 1 // Ann. ICRP. 2015. Vol. 44, № 2. – 188 p.
8. ICRP Publication 137. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3. Ann. ICRP. 2017, Vol. 46, № (3/4). – 491 p.
9. Bolch W. E., et all. MIRDO Pamphlet No. 21: A Generalized Schema for Radiopharmaceutical Dosimetry—Standardization of Nomenclature // J. Nucl. Med. 2009, № 50. – p. 477 – 484.
10. EANM Dosimetry Committee series on standard operational procedures for pre-therapeutic dosimetry: blood and bone marrow dosimetry in differentiated thyroid cancer therapy // Eur. J. Nucl. Med Mol. Imaging. 2008, Vol. 35. – p. 1405 – 1412.
11. <https://opendose.org/>: OpenDose: open access resources for nuclear medicine dosimetry.
12. Bahman Emami. Tolerance of Normal Tissue to Therapeutic Radiation // Reports of Radiotherapy and Oncology. 2013, Vol.1, № 1. – p.123–127.
13. Ларионов В.И., Александров А.А., Суцев С.П. Методы анализа риска на ранней фазе радиационной аварии // Сет. издание «Нефтегазовое дело». 2021, №6. – с. 75 – 94.
14. Александрова О.П., Клёпов А.Н., Гарбузов П.И., и соавт. Дозиметрическое обеспечение радиойодтерапии тиреотоксикоза с учётом редукции массы щитовидной железы // Материалы XI Российской науч. конф. «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». Москва, 2021г. Том 5. Мат. секции № 4 «Вопросы радиационной безопасности в ядерной медицине». – с. 11– 37.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ФАРМАКОКИНЕТИКИ ¹³¹I ДЛЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ РАДИОЙОДТЕРАПИИ ЛЁГОЧНЫХ МЕТАСТАЗОВ ДИФФЕРЕНЦИРОВАННОГО РАКА ЩИТОВИДНОЙ ЖЕЛЕЗЫ

О. П. Александрова¹, А. Н. Клёпов²

¹ АНО ДПО «Техническая академия Росатома», Обнинск, Россия

² НПП «Дионис», Обнинск, Россия

эл. почта: oksana-dolya@mail.ru

Введение.

Одним из наиболее распространенных эндокринных онкологических заболеваний в настоящее время является дифференцированный рак щитовидной железы (ДРЩЖ). В РФ каждый год подтверждается порядка 8 тыс. новых случаев ДРЩЖ; при этом, фиксируется значительное количество больных с распространением злокачественного процесса на другие органы и ткани – в форме отдаленных метастазов (ОМ), в подавляющем числе случаев это – ОМ в лёгкие, [1]. В когорте заболевших детей ОМ наблюдаются в (15–30)% случаев, а у взрослых (4–16)% соответственно. Современная мировая клиническая практика в качестве метода выбора рекомендует таким больным – при наличии ряда показаний (в частности, йод-позитивный характер ОМ, [1]) – лечение радиоактивным йодом ¹³¹I (РЙТ). В случае ДРЩЖ с ОМ в лёгкие назначение РЙТ предваряется процедурой тиреоэктомии, обычно, с последующей радиойодаблацией остатков удаляемой тиреоидной ткани; эта процедура выполняется с целью исключения возможного перехвата остатками ЩЖ терапевтической активности радиофармпрепарата (РФП) – в процессе конкуренции с захватом ¹³¹I в ОМ. И лишь на последующей стадии назначается РЙТ, направленная на терапию непосредственно ОМ. В настоящее время в мировой клинической практике общепризнано, что современные технологии РЙТ характеризуются отсутствием надёжных методов планирования – с гарантируемым прогнозом состоятельного клинического ответа на проведение РЙТ больным ДРЩЖ с ОМ в лёгкие. Это связано с тем, что в подавляющем числе случаев ОМ в лёгкие реализуются в форме частичного или тотального обсеменения лёгочной ткани – вторичными опухолевыми образованиями весьма малых масштабов, рентгенологически и сцинтиграфически трудно- или вообще неразличимых, [1]. Применительно к РЙТ таких ОМ это означает, что, вследствие невозможности установить их массовые характеристики, функциональные и временные параметры индивидуальной йодзахватной функции, практически невозможно спланировать и обеспечить потребную (стерилизующую) терапевтическую поглощённую дозу (ПД) облучения в них. Для таких ОМ «идеальное» клинико-дозиметрическое планирование (ДП) РЙТ, гарантирующее их лучевую стерилизацию (ДЛСМ), в настоящее время практически нереализуемо. При этом, ДП РЙТ даже для более простых клинических случаев – реализации в небольшом количестве изолированных ОМ достаточно большого объёма (1-2 см и более) – также представляет собой ещё большую проблему. В РФ, как и в большинстве мировых клинических центрах, используются стандартные клинические протоколы РНТ, в которых функционал радиометрического исследования пациентов достаточно упрощён и сводится, в основном, к фиксации относительных накоплений РФП (или их относительной динамики) в теле пациента, и к набору рекомендаций по интерпретации таких результатов применительно к выбору тактики лечения. ДП в этих протоколах отсутствует. В то же время, в той части разработок, которые проводятся в области ДП РЙТ лёгочных ОМ ДРЩЖ, в последнее время практикуется технология на основе критерия не превышения предельных ПД облучения крови и красного костного мозга (RM) пациентов, [2].

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Основной задачей при прогнозной оценке ПД в критических органах (КО) является получение характеристик кинетики РФП в крови; с этой целью пациенту вводится индикаторное количество радиоiodа (^{131}I , или ^{123}I , или ^{124}I). Далее: 1) осуществляется повременное сканирование пациента на гамма-камере в течение нескольких дней – для последующей оценки содержания и кинетики радиоiodа в целом в теле пациента, и в ряде случаев – в лёгких, почках, и в других КО; 2) производится повременный забор проб крови у пациента, также в течение нескольких дней – для последующего радиометрирования проб и аппроксимации кинетики ^{131}I в крови пациента; 3) на основании полученных данных рассчитывается значение потребной терапевтической активности ^{131}I , не приводящей к превышению предельно допустимых ПД в крови и в РМ, и в других КО, [3]. Анализ литературы показал, что в подготовительной части ДП РИТ получение необходимых данных по содержанию радиоiodа в крови пациентов до сих пор осуществляется путём повременного отбора проб крови – с последующей их радиометрией, т.е., инвазивным методом. В то же время, в ряде исследований для анализа ПД, формируемых в стенке мочевого пузыря (как КО) пациентов, производится повременный отбор выделений мочи у пациентов. Данные методы, при известных достоинствах (достаточно высокая точность радиометрического анализа) имеет ряд недостатков: 1) процедура инвазивного вмешательства достаточно (психологически) некомфортная для пациентов, а соответствующая манипуляция забора крови иногда весьма болезненна для них; 2) забор мочи у пациентов зачастую трудно осуществлять, т.к. контролировать пациентов в течение круглых суток – нескольких дней – для этой процедуры весьма затруднительно; 3) в процессе забора проб, и при их радиометрировании, персонал получает повышенную лучевую нагрузку, которая может быть суммарно значима в случае большого потока пациентов в рутинном клиническом процессе. Предлагаемая авторами методика лишена указанных недостатков: она лишена необходимости использовать инвазивные методы забора проб крови для последующего радиометрирования, и необходимости реализовывать весьма хлопотные методы сбора и анализа мочи. Здесь нужно отметить, что при этом основной проблемой будет являться реконструкция кинетики ^{131}I в крови и в тех КО, которые невозможно (или недопустимо) непосредственно радиометрировать в условиях рутинной клинической практики: в периферической крови, в РМ, в остеогенных компартаментах, также в др. Для решения данной проблемы авторами привлекаются эффективные методы математического моделирования, опирающиеся на предложенные ими мульти-камерные модели фармакокинетики РФП в организме пациента и оригинальные алгоритмы идентификации её параметров. Таким образом, предлагаемая методика позволяет реконструировать кинетику радиоiodа в ряде органов, «недоступных» для непосредственного радиометрирования. Попутно нужно отметить, что данный подход был ранее предложен и использован авторами для идентификации параметров фармакокинетики остеотропного РФП и других РФП при проведении РНТ больным с метастазами в кости, [4]. Всесторонний анализ литературных источников, проведенный авторами, позволяет заключить, что подходы, аналогичные предложенному ими, никем не предлагались и не разрабатывались.

Материалы и методы.

Ранее, [5], авторами была разработана радиометрическая методика идентификации активностей ^{131}I в объёме органов пациентов по данным планарной статической сцинтиграфии, учитывающая вклад различных эффектов рассеяния в элементах детектора гамма-камеры и в теле пациента регистрируемого гамма-излучения. Методика позволяет: а) скорректировать регистрируемую скорость счёта, собираемую в области ROI по вкладу гамма-квантов, рассеянных «вперёд» (модель «широкого пучка»); б) вычестить из сбора счёта в ROI вклад гамма-квантов, обусловленных эффектами рассеяния фотонов из смежных к ROI областей (из смежных к мишенному органу участков ткани). Методика
31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

(реализованная в 2D-постановке) была отработана на базе гамма-камеры «e.cam⁺ Signature Series Siemens», рис.1, и систематически применена в процессе радиометрических исследований группы больных ДРЩЖ, проходивших РЙТ на базе клиники МРНЦ им. А.Ф. Цыба (г. Обнинск). При этом, при конструировании геометрических моделей для анализируемых КО, необходимых для аккуратной реализации алгоритма расчёта активностей, накапливаемых в объёмах этих органов, были использованы данные параллельных КТ-исследований пациентов, проведенных на спектральном компьютерном томографе «Somatom Emotion 6 Siemens», рис. 2. Соответствующие экспериментальные исследования были организованы при поддержке и участии сотрудников отделений радионуклидной диагностики и терапии МРНЦ им. А.Ф. Цыба. К этому следует добавить, что данная методика включена в состав методического обеспечения и автономного ПМО, разработанных авторами применительно к РЙТ больных ДРЩЖ с ОМ в лёгких.



Рис. 1 - Общий вид гамма-камеры e.cam⁺ Signature Series



Рис. 2 - Спектральный компьютерный томограф Somatom Emotion

На рис. 3-4, в иллюстративных целях, представлен образцы полученной на этой гамма-камере серии сцинтиграфических изображений исследуемого пациента К., с введенной ему диагностической активностью ¹³¹I; на изображениях приведены элементы процедуры обработки счёта гамма-квантов, собираемого в ряде зон интереса (ROI). На рис. 5-6, также в иллюстративных целях, представлены образцы обработки двух из полученной серии срезов КТ-рентгеновского изображения грудной области пациента (области лёгких).

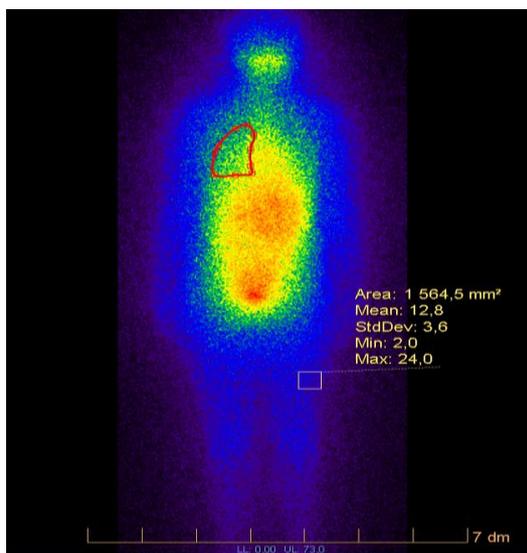


Рис. 3 - Сцинтиграфическое

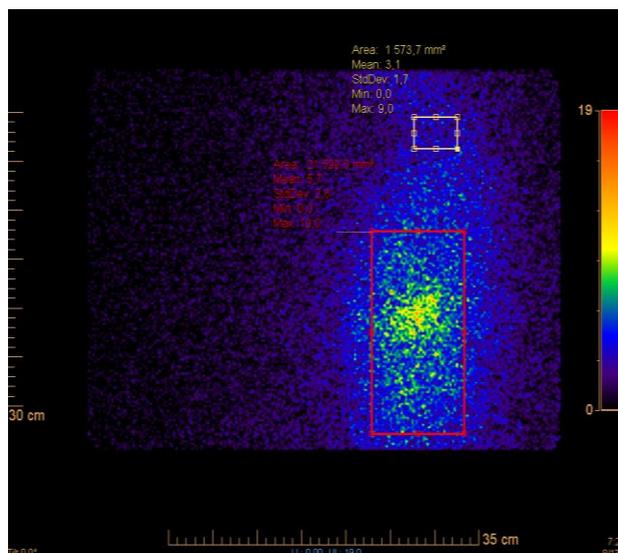


Рис. 4 - Сцинтиграмма верхней части тела

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

изображение накопления ^{131}I с выделенными ROI в области легких и бедра пациента К.

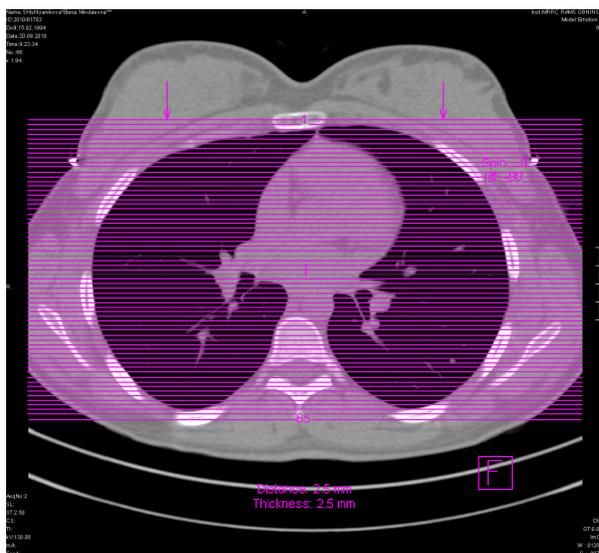


Рис. 5 - Сечение КТ-изображения области груди пациента К; показаны заданные срезы полученного КТ-изображения лёгких.

пациента К. с отмеченной ROI в области легких.

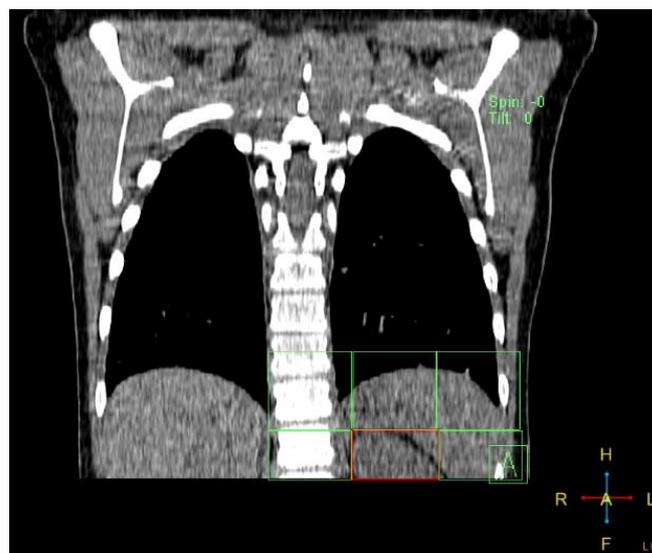


Рис. 6 - Позонное разбиение смежных с лёгкими тканей на КТ-изображении пациента К.

Математическое моделирование кинетики ^{131}I в организме больных ДРЦЖ с ОМ в лёгкие

Вторым инструментальным средством, необходимым для реализации ДП к РЙТ, является методика реконструкции фармакокинетики ^{131}I в организме пациента. Основная цель предлагаемой математической модели – определение ряда важных биокинетических характеристик радиойода в крови и в лёгких, в экстра-пульмонарной части тела пациента, с использованием предложенной мульти-камерной модели. С целью сбора необходимых данных, в процессе экспериментальных повременных исследований, пациенту К. последовательно проводилась статическая сцинтиграфия в верхней части тела, включающей плечи и шею, область грудной клетки; соответствующие сцинтиграфические изображения нижней части, включая абдоминальную область и верхние сегменты нижних конечностей, получены в динамическом режиме работы гамма-камеры. Следует отметить, что собранный на сцинтиграммах в соответствующем ROI суммарный счёт от лёгких – это, в основном, счёт от излучения ^{131}I , накапливаемого в активных ОМ; он также содержит компоненту счёта от крови, снабжающей как здоровую лёгочную ткань, так и сами ОМ. Область шеи включает крупные сосуды, кровоснабжающие мозг, а также мелкие – кровоснабжающие мягкие и твёрдые ткани самой шеи. Поскольку такой обильный по кровоснабжению орган, как ЦЖ или её активные остатки, у прооперированных пациентов отсутствуют, в области шеи у них основным носителем свободного ^{131}I и/или его органифицированных форм, является кровь. Всё вышесказанное указывает, что области интереса на сцинтиграфических изображениях, выделенные вдали от активных органов и тканей (в частности, в области шеи и бедра), могут служить прямым источником данных о динамике содержания субстратов радиойода непосредственно в компарменте крови. Обе указанные экспериментальные пробы могут служить источником исходной повременной информации по данному компарменту; но, поскольку эта информация лишь частична (сбор счёта ведётся не по всему объёму крови),

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

она не даёт непосредственной возможности реконструировать кинетику всей активности в ней, вследствие чего, традиционные алгоритмы идентификации, использующие мульти-камерный подход, здесь не применимы. В то же время, предлагаемая авторами методика позволяет эффективно использовать даже такую частичную информацию, и реконструировать кинетику радиойода во всём объёме крови, а также в ряде других КО. В соответствии с методикой авторов, [5], на повременных скинтиграфических изображениях пациента К. были обработаны ROI относительно ряда выбранных органов, демонстрирующих заметное накопление ^{31}I : лёгкие, печень, желудок, почки, а также осуществлён сбор скорости счёта в выбранных ROI в области шеи и бедра; при этом рассчитаны соответствующие повременные значения активности ^{31}I в них. Ниже, на рис. 5 представлены соответствующие результаты обработки скинтиграмм в моменты времени сбора; результаты приведены в значениях удельных объёмных активностей, накапливаемых в данных органах.

Предлагаемая мульти-камерная модель содержит камеру «Mts», которая отвечает кинетике ^{131}I ансамбля активных (йод-позитивных) ОМ в лёгких, а также камеру «Blood» («кровь»), которая отвечает за кинетику ^{131}I во всём объёме крови. Соответствующая мульти-камерная модель представлена блок-схемой на рис. 6.

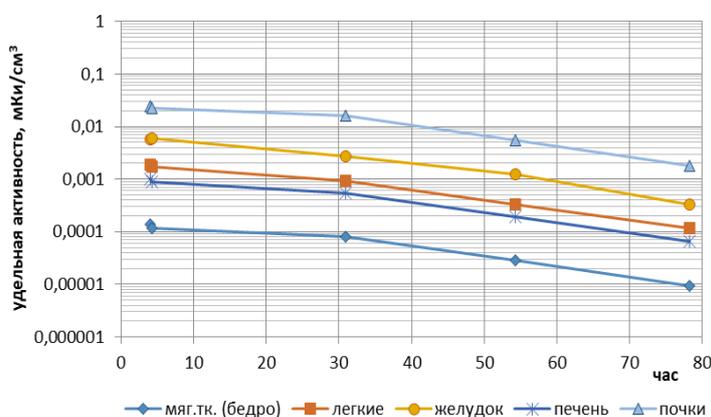


Рис. 5 - Повременные значения накопления-выведения активностей ^{131}I в области лёгких, бедра, желудка, печени и почек пациента К.

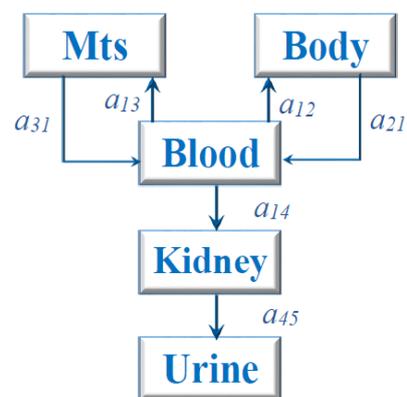


Рис. 6 - Блок-схема камерного моделирования кинетики РФП ^{131}I в организме больных с ОМ.

Камера «Body» («тело») отвечает кинетике субстратов ^{31}I во всех остальных органах и тканях пациента, отличных от «метастазов» и крови: в печени, в здоровой лёгочной ткани, в желудочно-кишечном тракте, в слюнных железах, в мышцах, в костной ткани, и других. Камера крови описывает перенос субстратов радиойода в другие органы и ткани – прежде всего, в камеру «Body», константа коммуникации – a_{12} . Обратный процесс поступления субстратов ^{131}I из камеры «Body» в камеру «Blood» описывается константой коммуникации a_{21} . Константа a_{13} отвечает захвату из кровотока ^{131}I активными лёгочными метастазами (камера «Mts»). Константа a_{31} отвечает суммарной элиминации субстратов ^{131}I из ОМ в кровь. Константы a_{14} и a_{45} отвечают процессам выведения части неорганической формы ^{131}I из крови и удалению её из организма посредством мочевыделительной системы. Эти процессы учтены здесь отдельно – камерой почек «Kidney» и камерой мочевого пузыря (МП) «Urine». Эти процессы представлены в излагаемой мульти-камерной модели обобщёнными константами коммуникации a_{12} , a_{21} . Итоговая 5-камерная модель обращения ^{131}I в организме больного ДРЦЖ с ОМ в лёгкие представлена следующей системой дифференциальных уравнений:

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

$$\begin{aligned}
\frac{dy_1}{dt} &= -a_{12}y_1 - \lambda_p y_1 + a_{21}y_2 + a_{31}y_3 - a_{13}y_1 - a_{14}y_1 \\
\frac{dy_2}{dt} &= a_{12}y_1 - a_{21}y_2 - \lambda_p y_2 \\
\frac{dy_3}{dt} &= a_{13}y_1 - a_{31}y_3 - \lambda_p y_3 \\
\frac{dy_4}{dt} &= a_{14}y_1 - \lambda_p y_4 - a_{45}y_4 \\
\frac{dy_5}{dt} &= a_{45}y_4 - \lambda_p y_5
\end{aligned} \tag{1}$$

где y_1 – функция относительной кинетики активности ^{131}I в камере крови («Blood»); y_2 – функция относительной кинетики активности ^{131}I в камере «Body»; y_3 – функция относительной кинетики активности ^{131}I в камере «Mts» лёгочных метастазов; y_4 – функция относительной кинетики активности ^{131}I в камере «Kidney»; y_5 – функция относительной кинетики активности ^{131}I в камере «Urine»; $\lambda_p = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} = 0,086 \text{ ч}^{-1}$ – постоянная распада ^{131}I . Эти функции суть – $y_i = Y_i / A_0$; Y_i – абсолютное значение активности радиойода, накапливаемой в органе, отвечающему i -камере; A_0 – вводимая пациенту активность РФП. $\vec{a} = \{a_{12}, a_{13}, a_{14}, a_{21}, a_{31}, a_{45}, a_{45}\}$ – поисковые параметры модели фармакокинетики: набор констант межкамерного обмена. Начальные условия для функций кинетики:

$$y_1(0) = 1, y_2(0) = y_3(0) = y_4(0) = y_5(0) = 0 \tag{2}$$

Метод идентификации параметров мульти-камерной модели

С целью корректной постановки задачи идентификации параметров мульти-камерной модели (корректного определения набора констант межкамерной коммуникации) и реконструкции кинетики ^{131}I в указанных органах и теле пациента в целом, используется метод, аналогичный [4, 6]. Первым делом вводится расширенный набор поисковых параметров: набор констант межкамерной коммуникации и вспомогательных параметров поиска $\vec{a}^* = \{\mu, \mu_1, \mu_2, a_{12}, a_{13}, a_{14}, a_{21}, a_{31}, a_{45}\}$, где μ – фактор масштабирования (или фактор восстановления, [4, 6]) значения общей активности ^{131}I в крови по данным измерения её части в ROI), μ_1 – фактор восстановления активности ^{131}I в кровотоке, снабжающим лёгкие и ОМ в них; μ_2 – фактор восстановления активности ^{131}I в кровотоке, снабжающим почки. Вектор \vec{a} определяется путем минимизации целевой функции (функции невязки) вида

$$\begin{aligned}
\Phi(\vec{a}) &= \sum_{i=1}^{N_1} [\mu \cdot y_1(t_i) - y_1^3(i)]^2 \\
&+ \sum_{i=1}^{N_1} [\mu_1 \cdot y_1(t_i) + y_3(t_j) - y_3^3(i)]^2 + \sum_{j=1}^{N_2} [\mu_2 \cdot y_1(t_j) + y_4(t_j) - y_4^3(j)]^2
\end{aligned} \tag{3}$$

где N_1, N_2 – число повременных радиометрических измерений (сбор счёта) в ROI, отвечающих областям шеи, лёгких и почек соответственно; в целом они могут быть разными. $y_1(t_i), y_3(t_j)$ и $y_4(t_i)$ – значения расчётных функций относительной кинетики активности ^{131}I в камерах «Blood» и «Mts», «Kidney», соответственно, – в моменты

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

измерений t_i (или t_j). $y_1^3(i)$, $y_3^3(i)$ и $y_4^3(j)$ – повременные значения относительного накопления-выведения активности ^{131}I , определенные в моменты времени измерений t_i (или t_j) в выбранных ROI сцинтиграфических изображений пациента – в анализируемом объеме кровотока, в лёгких и в почках, соответственно. Искомый фактор восстановления μ определяет кратность масштабирования до значения суммарной активности в крови по данным определения активности, регистрируемой в области ROI (бедро или шея). В итоге задача идентификации параметров фармакокинетической модели сводится к задаче минимизации функции невязки (3) по допустимому множеству 9-ти поисковых параметров (вектор \vec{a}^*) и в формализованном виде имеет вид:

$$\Phi(\vec{a}^*) = \min_{\vec{a} \in A} \Phi(\vec{a}), A = \{a_i \geq 0\}, \vec{a} = \{a_i\}_{i=1}^{10} \quad (4)$$

Задача минимизации функции невязки (4), соответственно, определение набора поисковых параметров (вектор \vec{a}^*), и последующий расчёт функций кинетики y_i и ПД в КО осуществляется численно, с использованием алгоритма минимизации, реализованного на базе метода минимизации Нелдер-Мида, и созданного авторами программно-математического обеспечения, реализованного на языке программирования FORTRAN. Далее, по результатам идентификации вычисляются значения реконструированных функций относительной кинетики активности субстратов ^{131}I , по ним – интегральные активности (резидентные времена – РВ), – во всех введенных компартаментах, и в соответствующих им субстанциях крови, в RM, в лёгких, в почках и в МП. Типовая формула для РВ имеет вид, [7]:

$$\tilde{A}_i = \int_0^{\infty} y_i(\tau) d\tau \quad (5)$$

Далее с использованием вычисленных РВ определяются: ПД в лёгких в почках и стенке МП, в соответствии с соотношениями, [7]. Соответствующие S-факторы для указанных КО были определены в соответствии с возрастом пациента К., согласно данных [8]. Далее, следует указать, что ПД, формируемая в RM, обуславливается компонентой излучения радиойда со стороны тока крови, циркулирующего в костных тканях, и радиойда, обращаемого в остальной части тела (RB). В настоящей работе, при оценке ПД облучения в данных КО, используются EANM-формулировка основных соотношений, [9], уже учитывающая – в конечной форме – масштабирование S-факторов для индивидуальных пациентов:

$$\text{– для ПД в крови: } D_{Bl} = A_0 \left(\frac{0.0188}{m_{wb}^{2/3}} \tau_{wb} + 108 \tau_{Bl}^{1 ml} \right), [\text{Гр}] \quad (9)$$

$$\text{– для ПД в RM: } D_{RM} = A_0 \left(\frac{0.0945}{m_{wb}} \tau_{wb} + 65 \tau_{Bl}^{1 ml} \right), [\text{Гр}], \quad (10)$$

где A_0 – вводимая активность, ГБк; τ_{wb} – РВ для активности накапливаемой-удаляемой в теле пациента в целом, час; $\tau_{Bl}^{1 ml}$ – РВ, рассчитанное на 1 мл крови, час/мл.

Результаты. Экспериментальные данные получены обработкой сцинтиграмм пациента К. с введенной ему индикаторной активностью 5 мКи ^{131}I . Результаты идентификации мульти-камерной модели были получены с использованием данных, собранных (по камере крови) в ROI в части бедра. Следует отметить, что эти результаты совпали (в пределах нескольких процентов) с результатами идентификации, полученных при использовании данных, собранных (по камере крови) в ROI в части шеи, которые по

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

этой причине не приводятся. Реконструированные в соответствии с мульти-камерной моделью (1-2) зависимости кинетики РФП в камере «Mts» представлены на рис.7, в камере «Urine» – на рис.8. Кинетика ^{131}I в камере крови, в лёгких, в камере «Kidney», представлены на рис 9-11; экспериментальные значения активностей ^{131}I , полученные в указанных органах, помечены соответствующими значками на кинетических кривых. Относительные отклонения измеренных (точнее, определённых при радиометрии) значений от идентифицированных значений активностей в соответствующих органах составляют: область бедра [4-24]%; область лёгких [23-24]%; область почек [4-24]%, – для всего периода сканирования пациента. Из рис.7-10 следует, что в течение примерно получаса существенен приход-расход компоненты ^{131}I из крови в лёгкие, но в целом очевидно, он не даёт существенного вклада в формирование ПД в их тканях; определяющий вклад в ПД здесь обусловлен непосредственным накоплением ^{131}I в ОМ. Анализ графика, рис. 9, показывает, что выделение ^{131}I через мочевыделительный тракт происходит перманентно с достаточно низкой скоростью, максимум $0,12A_0$ в почках – с учётом распада ^{131}I , что обуславливает низкие ПД в соответствующих КО. В результате, максимум накопления ^{131}I в объёме МП составляет порядка $0,1A_0$, с учётом периодического опорожнения (в процессе расчёта итоговой кинетики в МП использован рекомендуемый период опорожнения 4,8 час). Далее, подтверждается наличие в кинетике ^{131}I в крови, рис.10, наряду с очень быстрой фазой (с периодом порядка 2,0 час), очень медленной фазы, демонстрирующей растянутое по времени выведение ^{131}I . Механизм формирования этой фазы неясен, поскольку, как указывалось выше, отсутствуют экспериментальные повременные данные по составу субстратов ^{131}I в соответствующих компартаментах, которые позволили бы дать приемлемую её трактовку. Возможно, в секретиции ОМ постоянно доминируют моно- и ди-йодтиронины, которые являются биологически неактивными формами при внешнем поступлении их в кровь (здесь из ОМ), и поэтому (медленно) метаболизируются печенью – с последующим медленным освобождением и попаданием свободного ^{131}I обратно в кровь.

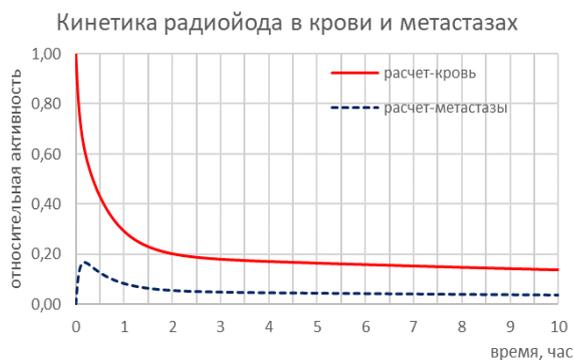


Рис. 7 - Кинетика радиойода в метастазах

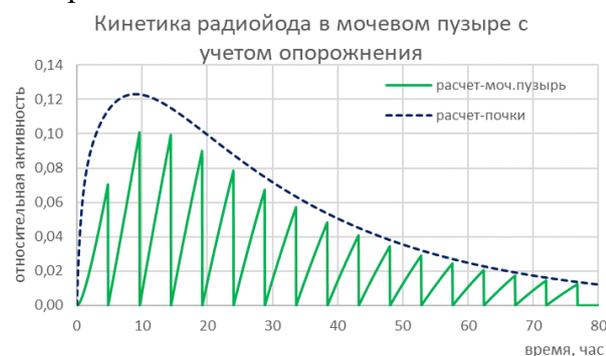


Рис. 8 - Кинетика радиойода в МП

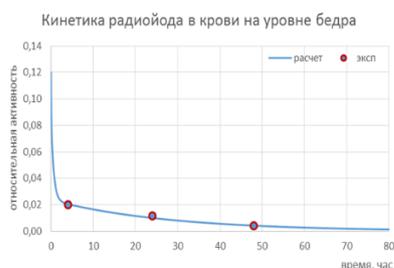


Рис. 9 - Кинетика радиойода

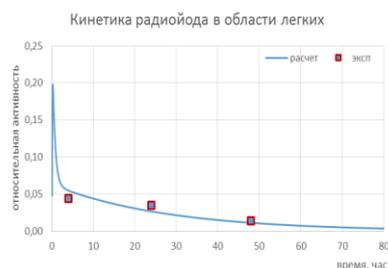


Рис.10 - Кинетика

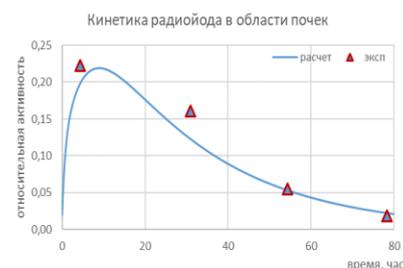


Рис. 11 - Кинетика

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Расчитанные ПД в рассматриваемых КО даны в приводимой ниже таб. 1. Расчёты произведены для введенной пациенту в ходе РЙТ терапевтической активности 80 мКи ^{131}I . ПД в стенке МП определялась в двух вариантах модели функционирования МП – без учёта опорожнения МП (консервативная оценка), и с учётом его периодического опорожнения (реалистичная модель), аналогично [6]; консервативная оценка превышает реалистичную ПД почти в 20 раз, это подтверждает необходимость в целях последовательной дозиметрии РЙТ использовать именно реалистичную модель. В то же время, нужно отметить, что в данном случае и консервативная оценка ПД остаётся намного меньшей допустимого предела дозы для МП = 20 Гр, [10]. Далее следует обратить внимание, что основной вклад в ПД в лёгких данного больного составляет доза, сформированная излучением фоновой крови в области лёгких = 0.69 Гр, метастазы в лёгких дают намного меньший вклад (0.15 Гр), оставшийся вклад в дозу обязан облучению ткани лёгких ^{131}I , накапливаемом в оставшейся части тела пациента; вместе с тем, сформированная в лёгких суммарная ПД оказалась намного меньше допустимого предела для них = 20 Гр. Также отмечается, что значительный вклад вносит фоновая кровь и в итоговую ПД в почках – до 35 %, при этом, она всё равно остаётся намного меньшей предела ПД для почек = 30 Гр, [10]. Следует указать что приведенные факты о значительной роли фоновой крови в формировании органных доз при РЙТ ДРЦЖ (или других заболеваний ЦЖ) нигде в литературе до сих не были отмечены. Далее, сформированные в крови и красном костном мозге ПД также оказались меньше допустимых значений (2,5 Гр для крови, и 2 Гр для REM, [10]); это означает, что по проведённому курсу РЙТ имелся значительный ресурс, позволяющий ввести в два раза большую терапевтическую активность ^{131}I .

Таблица 1. - Поглощенные дозы в критических органах пациента, Гр

Поглощенные дозы, Гр	D_{lung} лёгкие	D_{blood} кровь	$D_{redmarrow}$ RM	D_{urine} стенка МП*	D_{kidney} почки
Суммарная доза в органе	0.93	1.14	0.78	4.27 / 0.22	1.24
Вклад в дозу от ^{131}I в фоновой крови	0.69	-	-	-	0.43
Вклад в дозу от активности ^{131}I в метастазах	0.15	-	-	-	-

* Примечание: Модель без учёта опорожнения МП / с учётом регулярного опорожнения МП

Выводы.

Разработана дозиметрическая методика для этапа пост-аблационной РЙТ больных ДРЦЖ с метастазами в лёгких, опирающаяся на 5-камерную модель обращения ^{131}I в организме больных, которая учитывает кинетику интегральной активности ^{131}I , накапливаемую метастазами лёгких. Для идентификации параметров камерной модели предложен алгоритм, позволяющий реконструировать полную кинетику активности ^{131}I в крови, в почках и мочевом пузыре, а также вклады активности крови в регистрируемую динамику активности ^{131}I в объёме лёгких и почек. С использованием разработанной методики определены ПД в КО ряда пациентов, проходивших РЙТ в клинике МРНЦ им А.Ф. Цыба; результаты по одному из них представлены в данной работе. Для принятого в данной клинике протокола РЙТ больных ДРЦЖ с метастазами в лёгкие ПД, реализованные в ряде КО – крови, красном костном мозге, почках, ткани лёгких пациента – оказались вполне безопасными. Назначение стандартной терапевтической активности

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

радиойода (80 мКи) для РЙТ данного больного, следует признать вполне безопасным. Разработанные авторами подходы и методы реконструкции кинетики РФП в недоступных для непосредственного радиометрирования органах, [4-6, 13-16], подтвердили свою эффективность в данной разработке.

Заключение.

Разработанные авторами методика и программа могут быть внедрены в клиническую практику проведения ДП РЙТ больных ДРЦЖ с метастазами в лёгкие.

ЛИТЕРАТУРА

1. Родичев А. А. Радиойодтерапия дифференцированного рака щитовидной железы у детей и подростков/ Дисс. к.мед.н. – Обнинск: МРНЦ РАМН. 2003. – 120с.
2. Abuqbeitah M., Demir M., Çavdar İ. Red bone marrow dose estimation using several internal dosimetry models for prospective dosimetry-oriented radioiodine therapy // Radiat. Environ. Biophys. 2018. Vol. 57, № 4. – p.1-10.
3. Verburg F.A., Hänscheid H., Biko J. Dosimetry-guided high-activity (^{131}I) therapy in patients with advanced differentiated thyroid carcinoma: initial experience // Eur. J. Nucl. Med. Mol. Imaging. 2010, Vol. 37, №5. – p.896-903.
4. Доля О. П. (Александрова О.П.), Клёпов А.Н. Дозиметрическая оценка паллиативной радионуклидной терапии метастазов костной ткани и определение их объемов. // Медицинская физика. №1, 2008 г. – с. 44-56.
5. Александрова О.П., Клёпов А.Н. Модели идентификации метаболизма РФП (^{131}I) в организме больных дифференцированным раком щитовидной железы при неполных скинтиграфических данных// Методы компьютерной диагностики в биологии и медицине – 2019. – Сб. статей Всероссийской школы-семинара, посвященной 110-летию Саратовского государственного университета им. Н.Г. Чернышевского / под ред. проф. А.В. Скрипаля. – Саратов: Изд-во Саратовский источник, 2019. – с. 77- 81.
6. Александрова О.П. «Методы идентификации активностей и определение поглощенный доз при проведении радионуклидной терапии костных метастазов с РФП на основе ^{153}Sm »/ Дисс. к. ф.-м. н., 2011. – 157 с.
7. Loevinger R., Budinger T.F., Watson E.E. MIRD Primer for Absorbed Dose Calculations, Revised. – New York: The Society of Nuclear Medicine; 1991. – 128p.
8. Rahman Z., ur Rehman S., Arshed W., et al. Absorbed dose estimations of ^{131}I for critical organs using the GEANT4 Monte Carlo simulation code// Chinese Physics. C, High Energy Physics and Nuclear Physics. 2012, Vol.36, № 11. – p. 1150-1156.
9. Lassmann M., Hanscheid H., Chiesa C., et al. EANM dosimetry committee series on standard operational procedures for pre-therapeutic dosimetry I: blood and bone marrow dosimetry in differentiated thyroid cancer therapy. Eur. J. Nucl. Med. Mol. Imaging. 2008, №35: – p.1405-1412.
10. Bahman Emami. Tolerance of Normal Tissue to Therapeutic Radiation//Reports of Radiotherapy and Oncology. 2013, Vol.1, № 1. – p.123-127.
11. Александрова О.П., Клёпов А.Н. Нелинейные подходы к моделированию метаболизма ^{131}I при дозиметрическом сопровождении радиойодаблации остаточной ткани рака щитовидной железы // «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях»: Сб. тезисов докладов 10-й юбилейной Российской научной конференции. г. Москва – г. Обнинск, 22-25 сентября 2015 г. Обнинск: НОУ ДПО «ЦИПК Росатома»; 2015. – с. 289 - 290.
12. Александрова О.П., Клёпов А.Н., Гарбузов П.И., Фадеев М.Н. Дозиметрическое обеспечение радиойодтерапии тиреотоксикоза с учётом редукции массы щитовидной железы // Материалы XI Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». Том 5. Материалы секции № 4 «Вопросы радиационной безопасности в ядерной медицине», Москва, 26- 29 октября 2021г. – Москва: 2021. – с. 11- 37.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

13. Александрова О.П., А.Н. Клёпов. Многокамерные модели для экспериментальных клинических исследований фармакокинетики РФП (^{123}I) и дозиметрического обеспечения радиойодтерапии тиреотоксикоза // Методы компьютерной диагностики в биологии и медицине – 2017: Материалы Всерос. школы-семинара / под ред. проф. Д. А. Усанова. – Саратов: Изд-во Саратовский источник, 2017. – с. 19 - 23.

14. Александрова О.П., Клёпов А.Н., и др. Математические модели фармакокинетики и дозиметрии в экспериментальных радиобиологических исследованиях остеотропного РФП ^{188}Re -КОЭДФ // Черемшанские чтения: Сб. докладов международной школы-семинара для студентов, аспирантов, молодых ученых и специалистов: в 3-х частях. – Димитровград: ДИТИ НИЯУ МИФИ, 2012. – Часть 2. – с. 58 - 66.

СТАНОВЛЕНИЕ НАЦИОНАЛЬНОГО ЭЛЕКТРОННОГО ПОРТАЛА ЯДЕРНЫХ ЗНАНИЙ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ПРАКТИЧЕСКОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ

Н.К. Гурнович¹, О.М. Луговская¹, С.Н. Сытова²,

¹*Департамент по ядерной и радиационной безопасности МЧС РБ, Минск, Республика Беларусь*

²*Институт ядерных проблем Белгосуниверситета, Минск, Республика Беларусь*
эл. почта: sytova@inp.bsu.by

Введение

В современном мире с учетом быстрого развития ядерных технологий обеспечение ядерной и радиационной безопасности, эффективное управление и распространение ядерных знаний становится актуальным. Цифровой контент, аккумулирующий ядерные знания, служит фундаментом для формирования экспертного сообщества, обмена опытом и обеспечения устойчивой инфраструктуры ядерной и радиационной безопасности. Одним из основных инструментов в области менеджмента ядерных знаний Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) рассматривает порталы ядерных знаний различного уровня.

В Республике Беларусь, под эгидой Департамента по ядерной и радиационной безопасности Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь (Госатомнадзор), развернута работа по созданию национальной системы управления ядерными знаниями (СУЯЗ). Эта система объединяет широкий круг участников: от государственных органов, предприятий и организаций, осуществляющих свою деятельность с использованием источников ионизирующего излучения и ядерных материалов, до научных работников, специалистов, экспертов и широкой общественности. Ключевым инструментом инфраструктуры СУЯЗ является Национальный электронный портал ядерных знаний, создаваемый на основе принципов менеджмента ядерных знаний, продвигаемых МАГАТЭ.

Национальный электронный портал ядерных знаний призван стать централизованной платформой для доступа к актуальной информации о ядерной сфере, включая белорусский опыт и научные достижения. Портал предоставляет достоверные сведения о динамично развивающейся отрасли, современных требованиях в области ядерной и радиационной безопасности, а также служит платформой для привлечения молодых специалистов для работы в отрасли, развития их компетенций и обмена знаниями. Основная цель портала – содействие распространению ядерных знаний, обмен результатами научных и научно-технических работ, повышение результативности и

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

эффективности научных исследований, улучшение коммуникации и прозрачности, а также предоставление информации о методической и технической поддержке, о регулирующих требованиях в области ядерной и радиационной безопасности организациям, использующим ядерные технологии. Это позволит Беларуси активно интегрироваться в глобальное информационное пространство в области ядерных знаний.

В основе портала лежит система управления контентом, разработанная на базе свободного программного обеспечения. В настоящее время ведется активное наполнение портала оригинальными материалами, доступными для широкой аудитории. Планируется, что к концу 2025 года портал будет размещен на защищенном облачном сервере, отвечающем повышенным стандартам безопасности. В настоящее время портал функционирует в тестовом режиме и доступен по адресу <https://belnpp.inpnet.net/> (рис. 1).

Система управления ядерными знаниями в Республике Беларусь

В контексте развития национальной ядерной программы, Республика Беларусь, как и многие страны, признает фундаментальную важность эффективного управления ядерными знаниями. Этот аспект, активно продвигаемый Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ), охватывает весь жизненный цикл знаний – от их формирования и накопления до передачи и сохранения. Цель такого подхода – обеспечить непрерывное развитие и поддержание как фундаментальных, так и прикладных компетенций в области ядерных технологий, что критически важно на всех этапах работ на объектах использования атомной энергии.

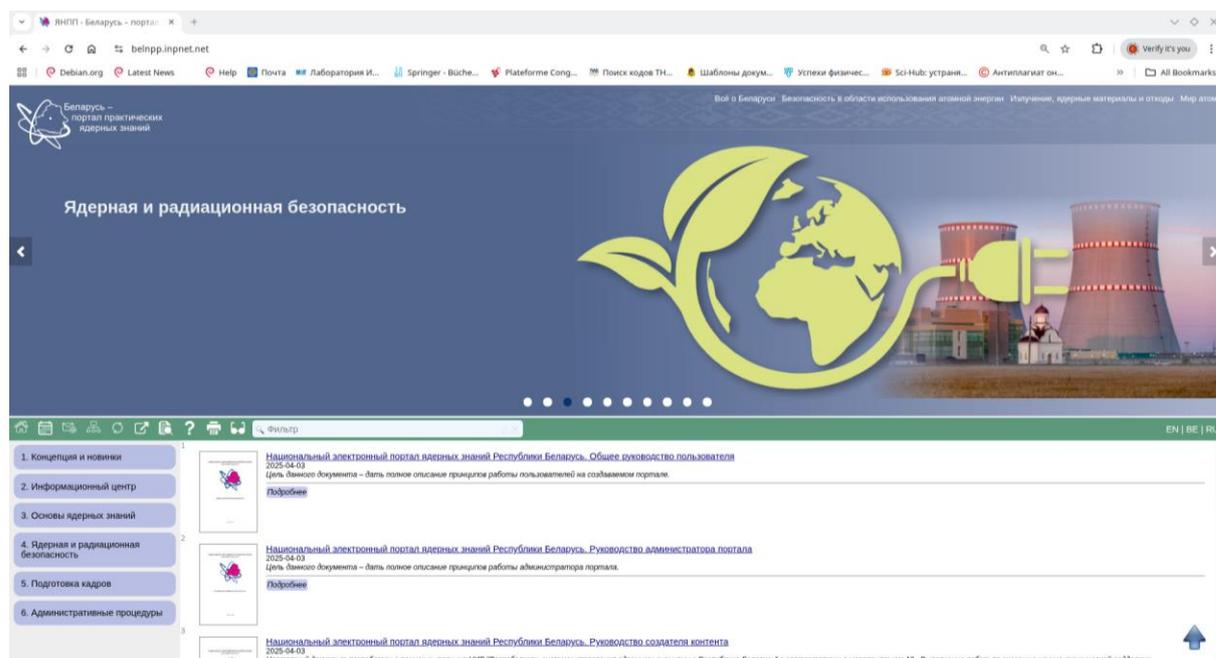


Рис. 1 - Главная страница Национального портала ядерных знаний Республики Беларусь

Успешное функционирование ядерной отрасли, с ее длительными жизненными циклами и постоянно меняющимися условиями, напрямую зависит от наличия и поддержания в актуальном состоянии соответствующих знаний и опыта. Для создания и управления ядерными знаниями, компетенциями, информацией, данными, рабочими процессами, методами анализа и проверки необходимы современные, основанные на передовых информационных технологиях, методы управления знаниями.

В соответствии с подходами МАГАТЭ, ядерные знания охватывают широкий спектр научных и практических знаний, включая физику элементарных частиц, ядерную физику, атомную и молекулярную физику, физику конденсированных сред, ядерные материалы, радиоактивные отходы, ядерную и радиационную безопасность,

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

материаловедение, инженерию, науки о жизни, химию, экологические науки, экономику, право и многие другие. Система управления ядерными знаниями (СУЯЗ) в этом контексте представляет собой комплексный и систематический подход, охватывающий идентификацию, совместное использование, защиту, распространение, передачу и хранение этих знаний.

В настоящее время особое внимание МАГАТЭ уделяется трем ключевым направлениям в области СУЯЗ:

- развитие кадрового потенциала: формирование и поддержание компетенций ядерных организаций для успешной реализации национальных ядерных программ;
- обеспечение квалифицированными кадрами в будущем: разработка новых подходов к управлению кадрами и знаниями для подготовки квалифицированных специалистов, а также интеграция ядерного образования в контекст устойчивого развития передовых технологий;
- передача знаний от опытных специалистов последующим поколениям: сохранение и передача накопленного опыта и знаний от старшего поколения специалистов последующим поколениям. Это становится особенно актуальным в свете прогнозируемого значительного притока новых специалистов в отрасль к 2050 году. Риск потери критически важного опыта и институциональной памяти требует планомерного сбора, документирования и передачи знаний, что является залогом непрерывной и надежной работы объектов использования атомной энергии при высоком уровне культуры ядерной безопасности.

В соответствии с международными стандартами безопасности МАГАТЭ [1], знания и информация рассматриваются как ценный ресурс, требующий целенаправленного управления. В условиях стремительного развития информационных технологий и искусственного интеллекта, актуальность постоянного обновления и сохранения знаний становится особенно актуальной. Разработка и применение эффективных подходов к менеджменту ядерных знаний позволяют не только повышать безопасность и эффективность, но и стимулировать инновации, создавать новые знания и извлекать уроки из накопленного опыта, анализируя мировые практики и развивая человеческие ресурсы.

К настоящему времени тематика менеджмента ядерных знаний на уровне МАГАТЭ получила системное содержание и развитие [2], опираясь в ядерной отрасли на следующие восемь принципов: 1) знания воплощаются в людях и процессах; 2) обеспечение доступа к внешним экспертам; 3) адаптация к изменениям; 4) заблаговременное накопление и организация знаний; 5) целевая направленность; 6) интеграция в общую систему менеджмента; 7) открытость и вовлеченность персонала; 8) роль информационных технологий.

Принципы МАГАТЭ сформированы с учетом опыта и лучших практик стран-членов МАГАТЭ, в число которых входит и Республика Беларусь с 1957 года, занимая важное место в системе обеспечения ядерной и радиационной безопасности и глобального режима безопасности. Вклад Республики Беларусь в культуру ядерной и радиационной безопасности определяется как успешными результатами многолетнего опыта преодоления последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС, так и последовательными системными шагами по созданию инфраструктуры ядерной и радиационной безопасности, включая реализацию первой ядерно-энергетической программы с соблюдением базовых принципов безопасности МАГАТЭ [3].

Приверженность Республики Беларусь основополагающим принципам безопасности МАГАТЭ закреплена в Основных направлениях проведения единой государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, утвержденных постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 15.08.2023 № 535, реализация которых осуществляется посредством взаимосогласованной и планомерной деятельности государственных органов, организаций и граждан и 31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

направлена на определение ключевых направлений деятельности по реализации основополагающих принципов обеспечения безопасности для формирования единства подходов к обеспечению безопасности и совершенствованию ее инфраструктуры. В государственной политике закреплено направление по внедрению систем управления знаниями по вопросам безопасности в организациях, участвующих в реализации ядерно-энергетической программы (фундаментальный принцип безопасности МАГАТЭ).

Внедрение принципов и стандартов МАГАТЭ в Республике Беларусь является осознанным процессом, основанном на более чем тридцатилетнем опыте развития системы ядерной и радиационной безопасности, сформированном под влиянием уроков, извлеченных из чернобыльской аварии.

Одним из основных является принцип осознания важности и значимости управления ядерными знаниями в ядерной отрасли еще на начальном этапе реализации проекта. При этом залогом успеха в управлении ядерными знаниями будет культура открытого обмена знаниями и их «приватизация» персоналом на всех уровнях при активном использовании информационных технологий.

Данный принцип системно реализуется в Республике Беларусь. Создаваемый Национальный портал ядерных знаний заложил основы для совершенствования работы по управлению ядерными знаниями в Республике Беларусь, обеспечивая устойчивую и долгосрочную перспективу развития этого направления.

Международная составляющая СУЯЗ в Республике Беларусь

Ядерные знания универсальны и требуют международного сотрудничества для решения глобальных проблем безопасности, экологии и экономики. Национальный интернет-портал ядерных знаний как основа СУЯЗ страны в этой области должен быть открытым для мирового опыта с целью повышения доверия, конкурентоспособности и поддержания высоких стандартов образования. Такой подход будет способствовать привлечению инвестиций, росту экспорта и обмену передовым опытом, а также реализации одного из 8 принципов МАГАТЭ – открытому обмену знаниями.

Открытый доступ к мировым новостям, событиям и опыту демонстрирует готовность делиться передовым опытом и учиться новому. Чем больше открытости, тем выше авторитет Национального портала.

СУЯЗ – это не просто набор процедур и документов, это комплексный подход, направленный на сохранение, передачу и применение знаний, необходимых для безопасного и эффективного использования ядерных технологий. Учитывая, что ядерная безопасность является глобальной проблемой, эффективное управление ядерными знаниями немыслимо без международного сотрудничества и обмена опытом. Именно поэтому международная составляющая СУЯЗ играет важную роль, проявляясь в следующих аспектах:

- Обмен передовым опытом. Каждая страна, развивающая ядерные технологии, накапливает уникальный опыт в проектировании, эксплуатации и выводе из эксплуатации ядерных объектов. Международное сотрудничество позволяет обмениваться лучшими практиками, минимизируя риски повторения ошибок и ускоряя внедрение инновационных решений.

- Гармонизация стандартов и подходов. Совместная разработка и применение единых стандартов в области управления ядерными знаниями, например, в области подготовки персонала, документации и анализа рисков, способствует повышению уровня безопасности во всем мире.

- Предотвращение распространения ядерного оружия. Эффективное управление ядерными знаниями является неотъемлемой частью глобального режима нераспространения ядерного оружия. Международное сотрудничество в этой области помогает предотвратить утечку чувствительной информации и технологий.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

- Поддержка развивающихся стран. Государства, только начинающие развивать ядерную энергетику, нуждаются в квалифицированной поддержке и трансфере знаний от более опытных партнеров. Международные организации и программы играют важную роль в оказании такой помощи.

- Реагирование на чрезвычайные ситуации. В случае возникновения ядерных или радиационных аварий международное сотрудничество необходимо для координации усилий по ликвидации последствий и оказанию помощи пострадавшим. Обмен информацией и опытом позволяет более эффективно реагировать на подобные ситуации.

Международная составляющая СУЯЗ активно поддерживается МАГАТЭ и реализуется через широкий спектр механизмов, включая двусторонние и многосторонние соглашения, международные конференции и семинары, совместные исследовательские проекты, а также программ обмена специалистами и студентами.

Концептуальные аспекты создания Национального портала

Создание Национального портала ядерных знаний Республики Беларусь [4] является ключевым этапом в формировании комплексной СУЯЗ. В основе этого процесса лежит разработанная Концепция политики и стратегии управления ядерными знаниями, которая определяет стратегическое видение и пути развития портала.

Разработана оригинальная система управления контентом портала, являющаяся составной частью фреймворка eLab на основе свободного программного обеспечения. Это система клиент-серверной архитектуры, работающая под управлением операционных систем Windows и Linux класса лабораторная информационная система с элементами электронного документооборота на основе СПО: Debian GNU/Linux, Web-server Apache, сервер баз данных Firebird, сервер приложений PHP.

Разработаны и реализованы оригинальные алгоритмы автоматической систематизации – размещения записей контента в таксономии портала на основе семантических технологий и формирования списка ключевых слов, а также на выбор для размещения несколько подразделов портала. Разработанные алгоритмы реализованы и протестированы с использованием инструмента полнотекстового поиска и оригинального белорусского глоссария по ядерной и радиационной безопасности. Разработан и реализован инструмента полнотекстового поиска не только по документам pdf, но также по сканированным документам (см. рис. 2).

Внедрение семантических технологий ставит Национальный портал в один ряд с ведущими мировыми порталами ядерных знаний – порталом МАГАТЭ, «Атомная энергия 2.0». Для обеспечения работы семантических алгоритмов в системе разработаны и размещены на портале 11 оригинальных тематических глоссариев (см. рис. 3). Разработан оригинальный календарь событий на каждый из 366 дней года на русском, английском и белорусском языках, с учетом белорусской специфики.

Разработана методология менеджмента ядерных знаний с уточнением существующих определений и понятий, которая нашла отражение в специализированных курсах по менеджменту ядерных знаний, вошедших в оригинальные материалы в рамках проекта.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

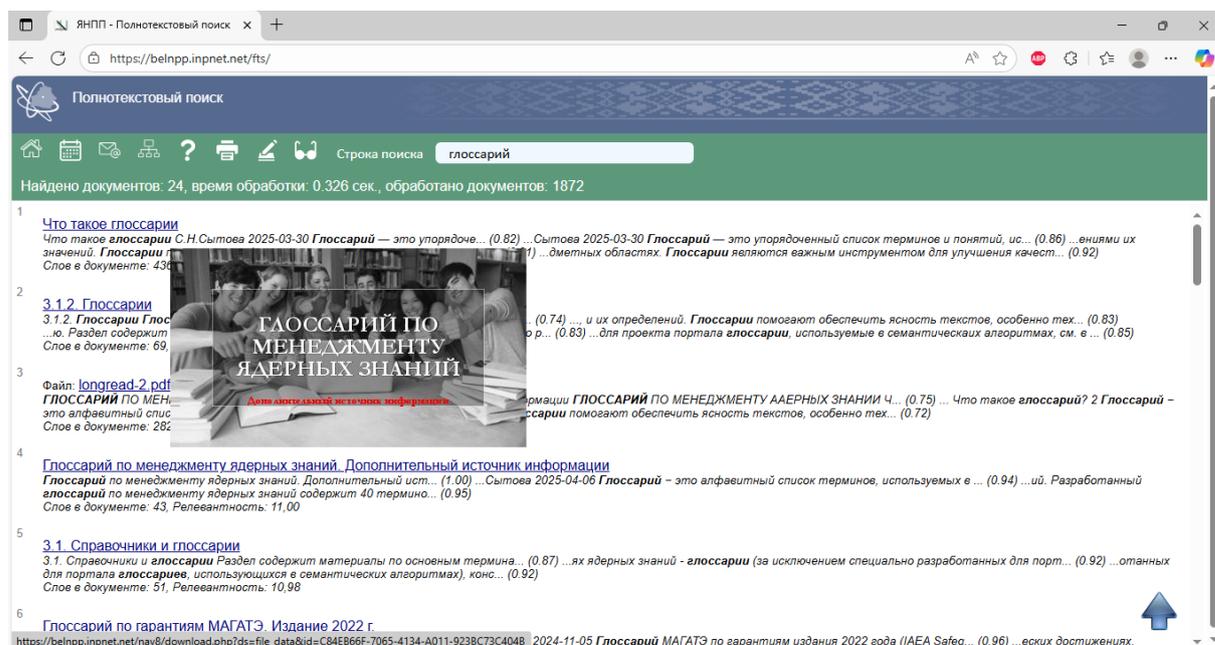


Рис. 2 - Страница полнотекстового поиска с предпросмотром материала на Национальном портале ядерных знаний Республики Беларусь

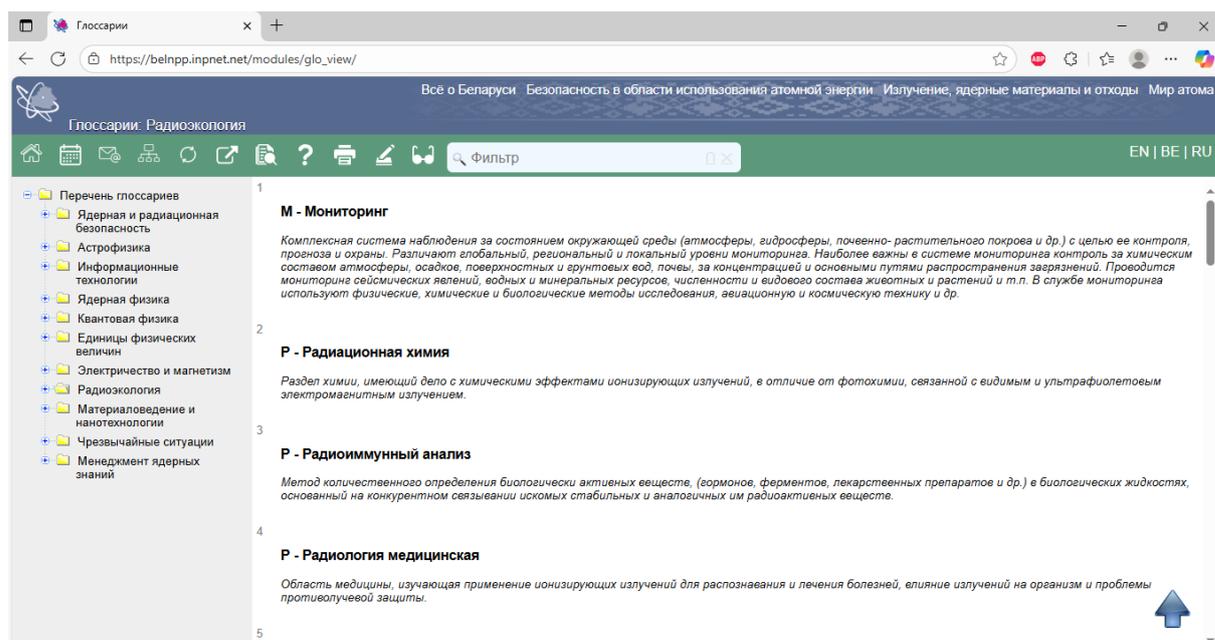


Рис. 3 - Страница гlossариев для работы семантических алгоритмов

Заключение

Развитие любого масштабного интернет-портала, включая Национальный портал ядерных знаний, является непрерывным процессом. Наполнение его актуальным и ценным контентом – задача, требующая постоянного внимания. Остановка в работе над контентом портала неизбежно ведет к стагнации ресурса. Важно найти баланс: с одной стороны, избежать перенасыщения портала тривиальной информацией, которая может оттолкнуть пользователей своей банальностью, а с другой – постепенно обогащать его действительно интересными и оригинальными материалами. Именно такой подход, направленный на привлечение широкой, аудитории, в том числе международной, является приоритетным в текущей работе.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Работа выполняется по запросу Госатомнадзора в рамках подпрограммы 3 «Научное обеспечение эффективной и безопасной работы Белорусской атомной электростанции и перспективных направлений развития атомной энергетики» государственной программы «Наукоемкие технологии и техника» на 2021–2025 годы.

ЛИТЕРАТУРА

1. Лидерство и менеджмент для целей безопасности. Серия норм МАГАТЭ по безопасности, № GSR Part 2 , – МАГАТЭ, Вена, 2017. – 52 с.
2. Guide to Knowledge Management Strategies and Approaches in Nuclear Energy Organizations and Facilities. IAEA Nuclear Energy Series No. NG-G-6/1. – IAEA, Vienna, 2022. – 67 p.
3. Fundamental Safety Principles. IAEA Safety Standards Series No. SF-1. – Vienna: IAEA, 2006. – 21 p.
4. Сытова, С.Н. Национальная система управления ядерными знаниями / С.Н. Сытова // Наука и инновации. – 2024. – № 2 (252). – С. 46–49.

НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ НОРМАТИВНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОГО ПРЕКРАЩЕНИЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОИАЭ

Д. А. Савин

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»,

Москва, Россия

эл. почта: savin@secnrs.ru

Одной из устойчивых тенденций развития атомной отрасли в России в последние годы является увеличение объемов выполняемых и планируемых к выполнению работ по выводу из эксплуатации (далее - ОИАЭ). Деятельность по выводу из эксплуатации подлежит лицензированию, которое осуществляется Ростехнадзором [1], [2]. Административная процедура Ростехнадзора по прекращению действия лицензии на вывод из эксплуатации [3], предполагает выполнение проверок достоверности сведений, содержащихся в документах, подаваемых вместе с заявлением о прекращении действия лицензии и обосновывающих безопасное прекращение деятельности лицензиата. Указанные проверки выполняются для подтверждения:

– выполнения всех работ, предусмотренных в программе вывода из эксплуатации ОИАЭ [3];

– достижения конечного состояния после вывода из эксплуатации и выполнения критерия безопасного прекращения деятельности по выводу из эксплуатации [4].

Проверки достижения конечного состояния, выполняются в ходе инспекций Ростехнадзора [3], однако специфические требования к объему и порядку организации проверочных мероприятий в настоящее время в нормативных правовых актах в области использования атомной энергии не установлены, что определяет необходимость их совершенствования.

Предлагается внесение изменений в нормативные правовые акты в части определения:

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

– требований к содержанию документов, обосновывающих безопасное прекращение деятельности лицензиата, и объему предоставляемых в Ростехнадзор сведений;

- порядка проведения проверки достоверности сведений;
- критериев проверки достоверности сведений;
- методического обеспечения указанных проверок;
- порядка принятия решения в случае отрицательного результата проверки достоверности сведений.

Предлагаемые изменения направлены на обеспечение достоверности подтверждения выполнения критерия безопасного прекращения деятельности после завершения работ, предусмотренных в программе вывода из эксплуатации ОИАЭ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии».

2. Постановление Правительства РФ от 29.03.2013 № 280 «О лицензировании деятельности в области использования атомной энергии».

3. Административный регламент предоставления Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору государственной услуги по лицензированию деятельности в области использования атомной энергии, утвержденный приказом Ростехнадзора от 08.10.2014 № 453.

4. НП-091-14 «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения», утвержденные приказом Ростехнадзора от 20.05.2014 № 216.

ПОДХОДЫ К ИСПОЛЬЗОВАНИЮ РЕЗУЛЬТАТОВ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ТРЕТЬЕГО УРОВНЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В ЗАДАЧАХ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ, АВАРИЙНОГО ПЛАНИРОВАНИЯ И РЕАГИРОВАНИЯ

В. А. Пантелеев, С. Л. Гаврилов, М. Д. Сегаль, А. Е. Пименов, В.Ю. Яковлев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: pant@ibrae.ac.ru

В настоящее время в практике проектирования, эксплуатации и регулирования безопасности блоков атомных станций (АС) широко применяются вероятностные анализы безопасности первого и второго уровня (ВАБ-1 и ВАБ-2). Главная задача ВАБ-1 — определение частот повреждения источников радиоактивности, а ВАБ-2 — величины и частоты выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Вероятностный анализ безопасности АС третьего уровня (ВАБ-3), основными целями которого являются определение вероятностных характеристик последствий аварий для населения и окружающей среды, в настоящее время получил существенно меньшее развитие и практическое применение [1, 2].

ВАБ-3 в настоящее время проводится в нескольких странах (Япония, Корея, Нидерланды, Великобритания, Аргентина, ЮАР, Швеция, Финляндия, Китай и США, Россия). Причем нормативно ВАБ-3 не требуется в большинстве стран [2, 3].

Последствия радиационных аварий имеют внутренне присущую вероятностную природу, так как время аварии и условия распространения выбросов в окружающей среде

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

неизвестны и, как показал опыт тяжелых аварий, развитие аварии сопровождается неопределенностью прогнозов характеристик выбросов. Кроме того, известно, что для величины последствий техногенных и природных чрезвычайных ситуаций характерны распределения с так называемыми «тяжелыми хвостами», поскольку при развитии аварии в редких, особо неблагоприятных условиях последствия могут многократно превышать средние значения. Это создает объективные предпосылки для использования результатов ВАБ-3 в задачах радиационной безопасности, аварийного планирования и реагирования для обеспечения приемлемых рисков при уменьшении вероятности избыточного реагирования [3].

В ИБРАЭ РАН разработаны методы использования результатов ВАБ-3 через три базовые функции распределения случайных величин, характеризующие последствия радиационных аварий:

F_{POINT} — функции распределения радиологических характеристик аварий в отдельных точках территории (дозы, мощности доз, плотность выпадения РВ);

F_{INT} — интегральные по территории функции распределения радиологических характеристик аварий (коллективная доза, интеграл выпадения РВ на территории);

F_{LEV} — функции распределения количества «активов»⁵ территории с превышением заданных уровней радиологических характеристик.

Базовые функции распределения являются основой для вероятностных оценок количественных характеристик индивидуального, территориального, коллективного, социального рисков и задач аварийного планирования и реагирования:

— F_{POINT} — для оценки индивидуальных и территориальных рисков, зонирования территорий, оптимизации АСКРО;

— F_{INT} — для оценки коллективных и социальных рисков;

— F_{LEV} — для вероятностной оценки величины последствий и контрмер.

Процедура использования результатов ВАБ-3 в задачах радиационной безопасности, аварийного планирования и реагирования в общем виде состоит из следующих этапов:

1. Задание уровней вмешательства и обеспеченности случайных величин;
2. Расчет базовых функций распределения $F_{POINT}, F_{INT}, F_{LEV}$;
3. Расчет индивидуального, территориального, коллективного, социального рисков, величин последствий и эффективности контрмер;
4. **Анализ результатов и разработка рекомендаций для принятия решений.**

Основными направлениями использования результатов ВАБ-3 являются демонстрация уровня безопасности АС, аварийное планирование и реагирование и обоснование проектных и организационных решений.

Для демонстрации уровня безопасности АС результаты ВАБ-3 могут сравниваться с нормативно установленными уровнями допустимого риска и другими существующими рисками, при этом используются следующие количественные характеристики риска:

— индивидуальные риски гибели/заболевания от детерминистских и стохастических эффектов облучения (и их территориальное распределение);

— социальный риск от детерминистских и стохастических эффектов облучения;

— коллективный риск от детерминистских и стохастических эффектов облучения;

— риск недопустимого загрязнения территорий.

Результаты ВАБ-3 могут быть использованы в задачах аварийного планирования и реагирования для:

— оценки масштабов и эффективности защитных мероприятий;

⁵ Под «активами» понимаются материальные, нематериальные ценности и ресурсы на территории (население, жилой фонд, производственные объекты, с/х земли и т.д.).

- оценки влияния уровней вмешательства (УВ) на масштабы защитных мероприятий;

- установления зон планирования защитных мероприятий.

Кроме того, результаты ВАБ-3 могут применяться для обоснования проектных и организационных решений:

- обоснования и сравнения проектных решений АС (системы фильтрации, предотвращение раннего выброса, высота выбросов и т.д.);

- выбора места размещения АС;

- оптимизации размещения постов АСКРО;

- коммуникации с общественностью (сравнение с существующими природными и техногенными рисками);

- планирования землепользования.

Далее приводятся модельные примеры использования результатов ВАБ-3 для указанных выше задач. При проведении расчётов были сделаны следующие допущения:

- выброс радиоактивных веществ в атмосферу соответствует оценкам выброса на АЭС «Фукусима-1» в 2011 г., образовавшему северо-западный след [4];

- вероятность выброса – 1,0;

- метеорологические условия статистически соответствуют условиям восточного побережья Японии (префектура Фукусима) и европейской части России;

- техногенный фактор защиты зданий принимался в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ [5];

- оценки доз облучения проводились для взрослого населения на начальном периоде аварии от облака, ингаляционного поступления и выпадений, на восстановительном от выпадений радиоактивных веществ.

Модельные расчеты проведены с использованием методических подходов и расчетного кода, разработанных в ИБРАЭ РАН.

Оценка индивидуального и социального рисков и эффективности защитных мер

Задача: Оценить распределение радиогенного риска в районе АС и влияние размеров зон эвакуации на количество радиогенных ЗНО на начальном периоде модельной ЗПА.

Выводы: Величины пожизненного риска выше $1E-04$ локализируются на расстояниях до 20 км, а зона рисков $1E-5$ может превышать 50 км в зависимости от направления от АС (Рис. 1а). С точки зрения числа радиогенных рисков циркулярная эвакуация через 4 часа дает существенный эффект при зоне более 20 км для данной модельной аварии (Рис. 1б).

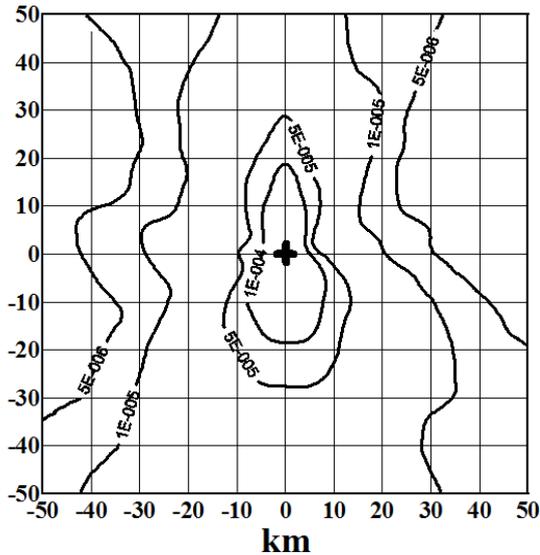


Рис. 1а — Изолинии индивидуального пожизненного риска радиогенных ЗНО в районе АС от облучения на начальном периоде модельной ЗПА

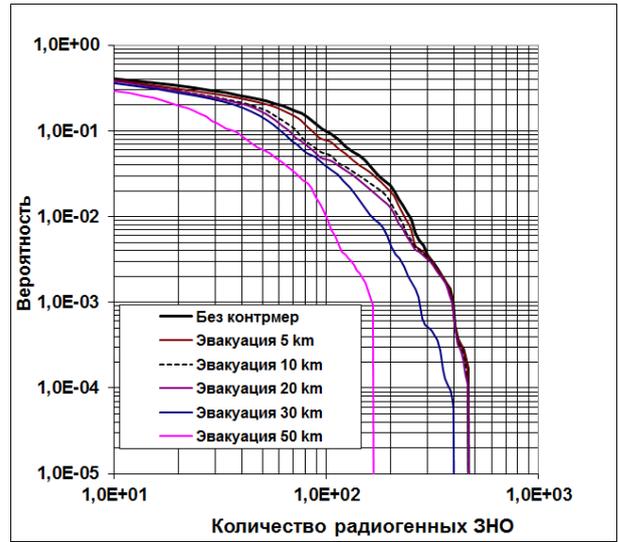


Рис. 1б — Дополнительная функция распределения (ДФР) числа радиогенных ЗНО при различных круговых зонах эвакуации через 4 часа после начала выброса от облучения на начальном периоде модельной ЗПА

Оценка эффективности защитных мероприятий

Задачи: Оценить эффективность вариантов мер защиты в населенном пункте на начальном периоде аварии с точки зрения эффективной дозы за 10 дней E_{10} и выбрать варианты, обеспечивающие неперевышение заданных уровней доз (500 мЗв) и вероятностей (0,001) и провести оценку вариантов мер защиты населения в районе расположения АЭС при модельной ЗПА с точки зрения величины коллективной дозы за 10 дней S_{10} .

Выводы: Эвакуация через 12, 24 и 36 часов обеспечивает заданный уровень защиты в населенном пункте. Укрытие даже до подхода облака не обеспечивает достаточной защиты (Рис. 2а). С точки зрения коллективной дозы за 10 дней S_{10} для модельной аварии циркулярная эвакуация через 4 часа дает существенный эффект при зоне более 20 км (Рис 2б).

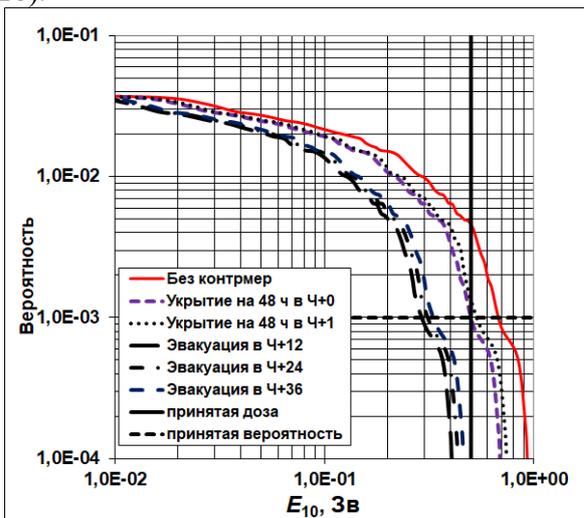


Рис. 2а — ДФР E_{10} для населенного пункта N при различных мерах защиты для модельной ЗПА

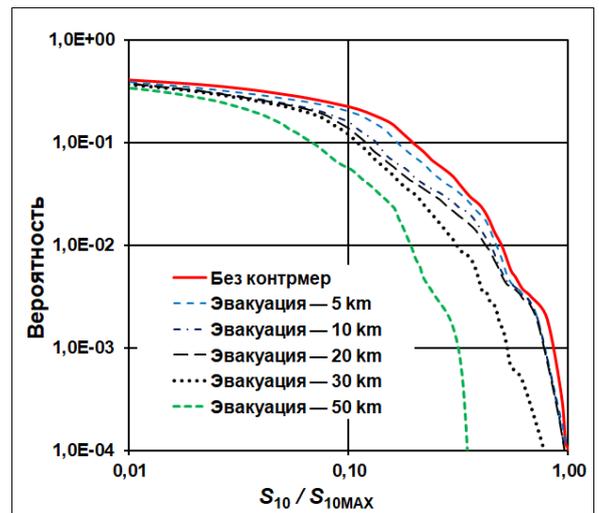


Рис. 2б — Нормализованная ДФР S_{10} при различных размерах круговых зон эвакуации за 4 часа после начала выброса

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Оценка влияния уровней вмешательства на масштаб защитных мероприятий

Задача: Оценить влияние уровня вмешательства (УВ) по эффективной дозе за 10 дней E_{10} на масштаб защитных мероприятий на начальном периоде модельной ЗПА.

Основной вывод: Изменение УВ наиболее сильно влияет на масштаб защитных мер в диапазоне доз E_{10} 5–50 мЗв (Рис. 3).

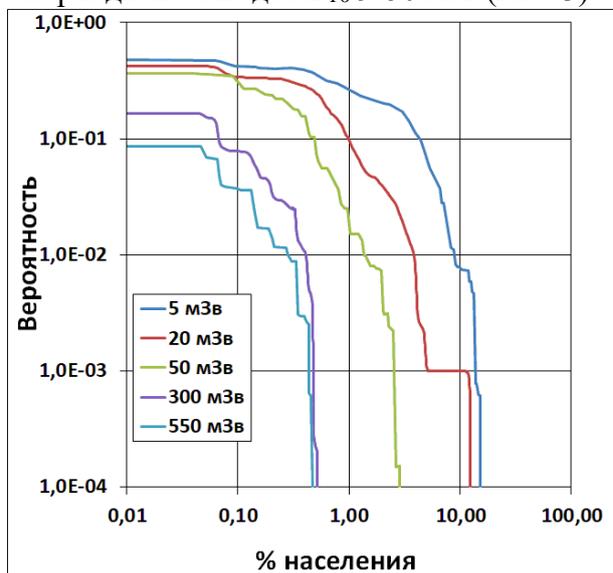


Рис. 3а — ДФР доли популяции с превышением различных уровней вмешательства по E_{10}

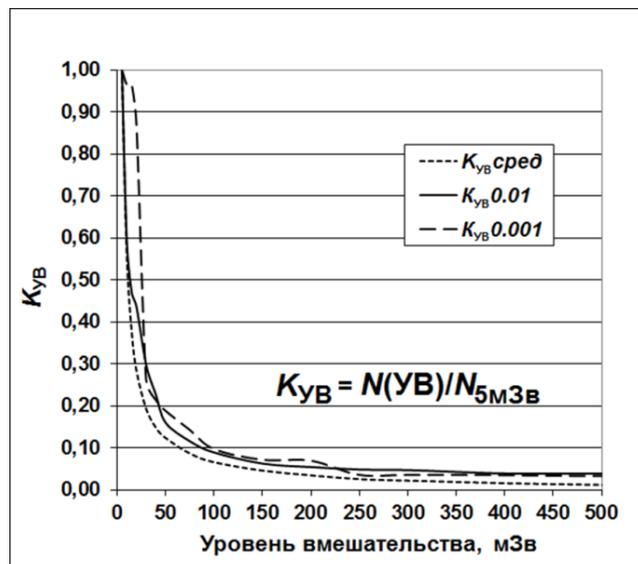


Рис. 3б — Зависимость коэффициента уменьшения контрмер $K_{УВ}$ от УВ по E_{10} на базе числа людей с превышением УВ: $K_{УВ,сред}$ — по среднему; $K_{УВ,0.01}$ — с вероятностью > 0.01 ; $K_{УВ,0.001}$ — с вероятностью > 0.001

Оценка расположения АЭС

Задача: Оценить 3 варианта расположения АЭС на основе вероятностных распределений коллективных доз за 10 дней после начала выброса S_{10} и размера популяции с превышением УВ = 50 мЗв по эффективной дозе за 10 дней E_{10} на начальном периоде ЗПА.

Выводы: Вариант «ТЭС Хирино» худший с точки зрения S_{10} во всем диапазоне уровней обеспеченности последствий (Рис 4а). Вариант «ТЭС Хирино» худший с точки зрения размера популяции с превышением УВ = 50 мЗв при уровне обеспеченности $< 95\%$. Для обеспеченности $> 95\%$ худшим вариантом является вариант «Фукусима-II» (Рис. 4б).

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

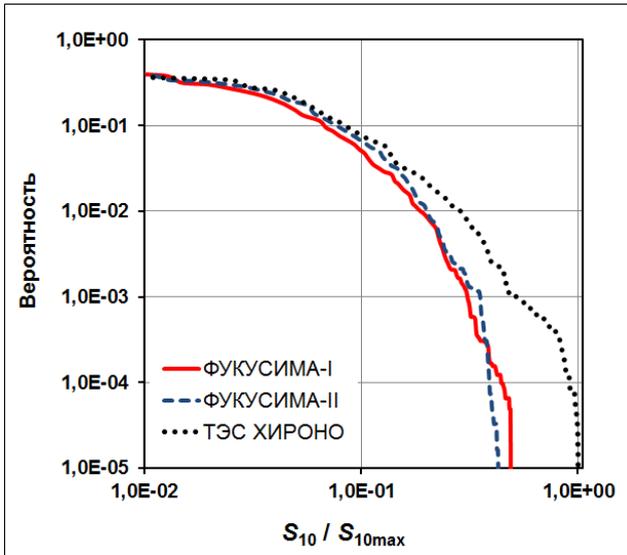


Рис. 4а — ДФР S_{10} нормализованные на макс. значение для вариантов расположения

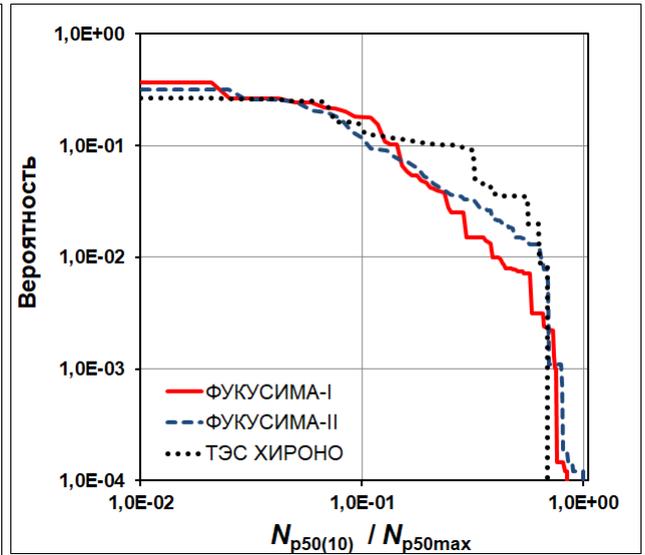


Рис. 4б — ДФР размера популяции с $E_{10} > 50$ мЗв $N_{p50(10)}$ нормализованные на макс. значение для вариантов расположения

Установление зон планирования защитных мероприятий

Задача: Оценить вероятность превышения УВ в районе АЭС на начальном и восстановительных периодах модельной ЗПА для оценки зон планирования защитных мероприятий.

Выводы: Зоны с равной вероятностью превышения дозы E_{10} 50 мЗв на начальном периоде аварии существенно меньше зон с превышением 50 мЗв за 365 суток. Форма зон зависит от метеорологических условий в месте размещения АЭС и может существенно отличаться от формы круга (Рис 5, 6).

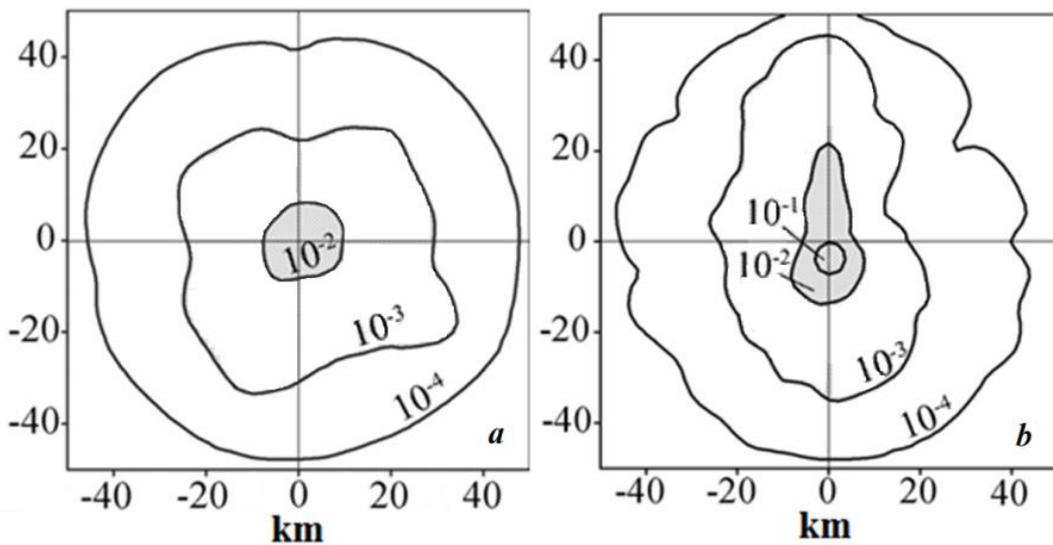


Рис. 5 — Изолинии вероятности превышения E_{10} 50 мЗв на начальном периоде ЗПА.
а) Европейская часть России, б) Восточное побережье Японии

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

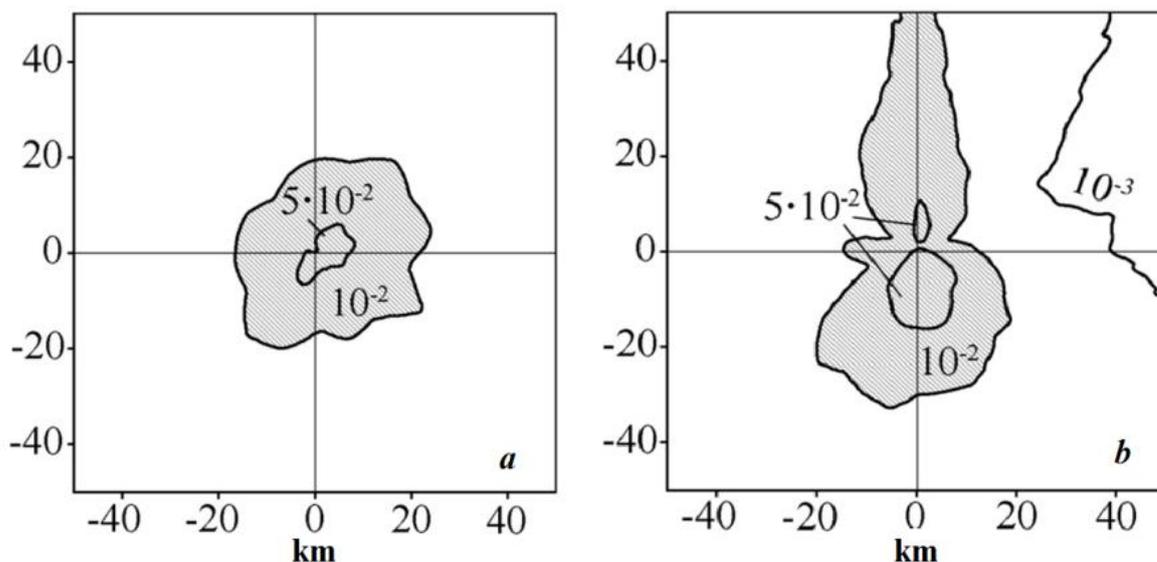


Рис. 6 — Изолинии вероятности превышения эффективной дозы за 365 дней 50 мЗв от выпадений радиоактивных веществ на восстановительном периоде модельной ЗПА. а) Европейская часть России, б) Восточное побережье Японии

Заключение: Приведенные примеры демонстрируют подходы к использованию результатов ВАБ-3 для широкого спектра задач обеспечения радиационной безопасности, аварийного планирования и реагирования. Вероятностный подход ВАБ-3 к оценке последствий аварий в сочетании с детерминистскими позволит более обоснованно подходить к планированию защитных мероприятий, которые могут приводить к тяжелым социально-экономическим последствиям, обеспечивая при этом приемлемый уровень радиологических рисков при ЗПА на АЭС.

ЛИТЕРАТУРА

1. Заявление о политике по применению вероятностного анализа безопасности и риск-информативных методов для атомных станций. — Ядерная и радиационная безопасность, 2012, № 1 (63), с. 41—44.
2. Use and Development of Probabilistic Safety Assessment. — NEA/CSNI. — 2020. — 381 с.
3. Арутюнян Р.В., Пантелеев В.А., Сегаль М.Д., Панченко С.В. Вероятностный анализ безопасности третьего уровня ВАБ-3 как этап повышения безопасности АЭС. — Атомная энергия, 2017, т. 123, вып. 6, с. 344—349.
4. Арутюнян Р. В., Бакин Р.И., Долганов К.С. и др. Реконструкция северо-западного радиоактивного следа при аварии на АЭС «Фукусима-1» с помощью программных комплексов СОКРАТ/В3 и ПРОЛОГ. — Атомная энергия, 2014, т. 116, вып. 3, с. 171-174
5. Меры по защите населения в случае тяжелой аварии на легководном реакторе. EPR-NPP Действия по защите населения. Вена: МАГАТЭ, 2013, 168 с.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»



**СЕКЦИЯ 2.
РАСЧЕТНЫЕ ПРОГРАММЫ ДЛЯ
ПРОГНОЗИРОВАНИЯ И
ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ
ЗАЩИТЫ И РАДИАЦИОННОЙ
БЕЗОПАСНОСТИ**

ТЕХНОЛОГИЯ ОПЕРАТИВНОЙ ОЦЕНКИ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ГОРОДСКИХ ТЕРРИТОРИЙ РАДИОНУКЛИДАМИ ПРИ АВАРИЙНЫХ ВЫБРОСАХ

А. Г. Царина, Е. Г. Алексанян, Д. А. Камаев, И. В. Стогова, Л. М. Хачатурова,

Г. Г. Фреймундт

ФГБУ «НПО «Тайфун», Обнинск, Россия

эл. почта: tsarina@feerc.ru

Эффективное реагирование на радиационные аварии требует развития современных программных средств поддержки принятия решений. Ядром таких систем является блок моделирования распространения загрязняющих веществ, от точности и оперативности которого зависят своевременность и адекватность защитных мероприятий [1]. Особую сложность представляет прогнозирование последствий аварий в урбанизированной и промышленной среде. Повышенные требования к защите населения, персонала и уязвимой инфраструктуры диктуют необходимость обеспечения достоверного прогноза на локальном уровне с детальным учетом морфологии и рельефа территории. Необходимо отметить, что городская застройка, характеризующаяся неоднородной плотностью и высотностью, существенно влияет на процессы атмосферного переноса и рассеяния, формируя сложные трехмерные турбулентные поля ветра [3]. Существующие мезомасштабные и региональные модели, например [2], успешно применяемые для прогнозирования на больших масштабах, на локальном уровне для территорий со сложной застройкой зачастую оказываются либо некорректными из-за упрощенного учета особенностей атмосферной динамики, либо требуют неприемлемо больших вычислительных затрат. Актуальность решения этой проблемы подтверждается международными программами МАГАТЭ, такими как MODARIA [3] и EMRAS [4], в рамках которых активно исследуются вопросы совершенствования моделей переноса для городских условий.

В ФГБУ «НПО «Тайфун» ведется разработка специализированного программного комплекса, реализующего технологию оперативной оценки уровней загрязнения атмосферы над конкретной урбанизированной территорией. Ключевым требованием к комплексу является обеспечение высокой скорости расчетов при умеренных требованиях к вычислительным ресурсам, что предопределило выбор соответствующих математических моделей. В данной работе описывается архитектура комплекса, лежащие в его основе методы и демонстрируются результаты его применения для модельных сценариев.

Разрабатываемый программный комплекс «Моделирование атмосферных загрязнений над урбанизированной территорией» (ПК МАЗ-Город) [5] предназначен для оперативного построения двух- и трехмерных полей концентраций загрязняющих веществ, в том числе радиоактивных, и оценки дозовых нагрузок в условиях городской застройки.

Архитектура комплекса представляет собой трехуровневую структуру, включающую модули препроцессинга для предварительной подготовки исходных данных моделей, расчетные модули и блок визуализации результатов. Исходной информацией служат:

- метеорологические условия (скорость и направление ветра, устойчивость атмосферы);

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

- параметры источников загрязнения (координаты, мощность, изотопный состав);
- данные постов радиационного мониторинга (для последующей ассимиляции данных в модели);
- цифровые данные о рельефе и плане застройки местности, получаемые из открытых источников.

Модуль препроцессинга обеспечивает автоматизированную подготовку расчетной области. На основе GIS-данных формируется цифровой макет территории, включающий информацию о рельефе, геометрии и высотности зданий. Выполняется оптимизация и упрощение объектов застройки для снижения вычислительной нагрузки с минимизацией искажения воздушного потока [6]. На основе макета строятся двумерная сетка поверхности и трехмерная расчетная сетка для дискретизации приземного слоя атмосферы.

Для оперативного расчета трехмерного поля ветра в условиях застройки реализованы два метода, что обеспечивает гибкость в зависимости от решаемой задачи и доступных ресурсов:

- метод дискретных вихрей (МДВ) позволяет находить поле скоростей ветрового потока путем прямого численного моделирования процесса обтекания группы зданий [7]. Поверхности зданий аппроксимируются системами вихревых рамок, турбулентные возмущения вносятся за счет схода вихревой пелены за препятствиями. Поле скоростей рассчитывается как сумма набегающего и индуцированных сформированными дискретными вихрями потоков. Метод отличается высоким быстродействием, но не учитывает рельеф местности;
- вариационный метод реализует двухэтапный подход [8]: на первом этапе исходное поле ветра, полученное на основе метеоданных, модифицируется в зонах влияния препятствий с помощью эмпирических параметризаций; на втором этапе оно варьируется при условии равенства нулю дивергенции и минимизации отклонения от исходного состояния. Этот метод позволяет учитывать рельеф, но требует больших вычислительных затрат.

Оба метода были протестированы на открытых данных, таких как эксперименты по рассеянию примеси в городской застройке Oklahoma City [9] и материалы аэродинамических исследований для макетов городских районов, проведенных архитектурным институтом Японии [10]. Сравнение расчетных и экспериментальных данных показало хорошую согласованность с коэффициентами корреляции для продольной компоненты скорости, превышающими 0.8.

Результаты одного из тестов приведены на рис. 1 (а, б), где показано соответствие в структурах векторных полей ветра в окрестности зданий, полученных экспериментально и с помощью расчетов по модели дискретных вихрей. Рассматривается проекция на плоскость параллельную поверхности земли в локальных координатах модели. Видны зоны ускорения ветра на улицах, вдоль которых дует ветер, и зоны замедления и застоя за и перед зданиями. Отличие в структуре ветра можно объяснить огрублением модельной геометрии зданий. Согласованность между экспериментом и расчетом подтверждается статистическими тестами: диаграмма рассеяния для продольной скорости ветра, совпадающей по направлению с набегающим потоком, представлена на рис. 1 (в), где ось Ox соответствует расчетным, а ось Oy – экспериментальным данным.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

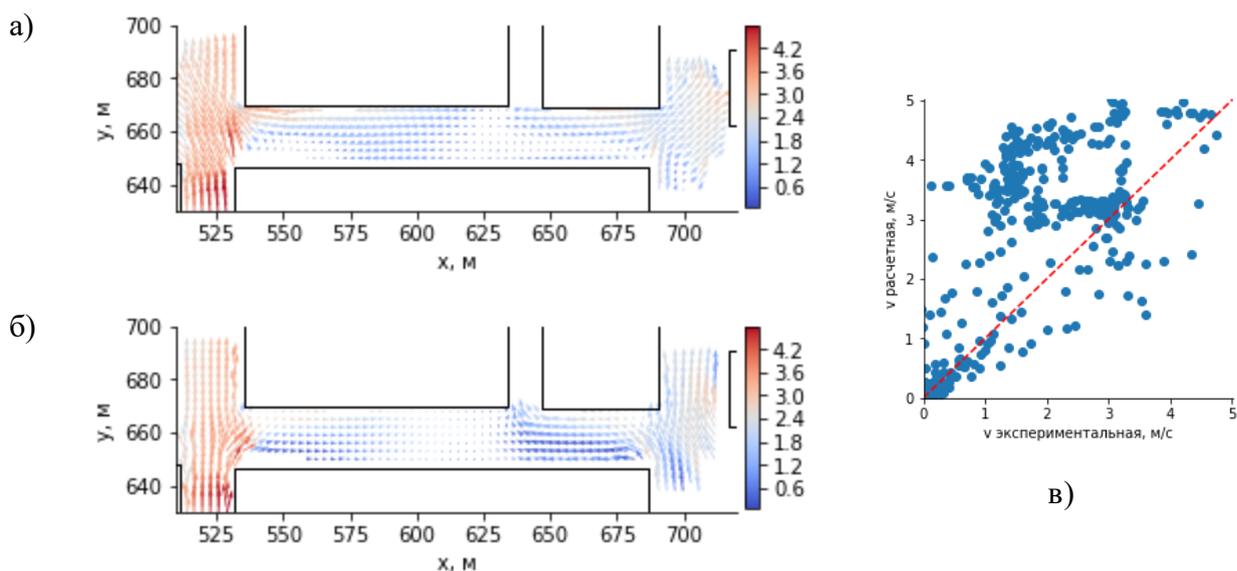


Рис.1 – Поля ветра на высоте 10 м полученные
 а) экспериментально, б) расчетным способом;
 в) диаграмма рассеяния для продольной составляющей скорости ветра v , $R = 0,84$

Материал проекта [10] представляют собой набор моделей для сравнительных и параметрических исследований. Доступны данные по геометрии модельной области, граничные условия и результаты измерений и расчетов по тринадцати различным экспериментам. Были проведены тестовые расчеты для одиночно стоящих зданий (тесты А и В в [10]) и для регулярной застройки из однотипных объектов (тест С). Результаты сопоставления расчетных и экспериментальных данных, которые оценивались по корреляции между компонентами скорости ветра или модулей скорости, представленные в табл. 1, показывают достаточно высокий уровень согласованности.

Табл. 1. Коэффициенты корреляции между экспериментальными и рассчитанными по ПК МАЗ-Город данными

Тест	Компоненты скорости ветра		Модуль скорости
	Продольная	Поперечная	
А	0,87	0,71	
В	0,89	0,43	
С			0,85

Для моделирования переноса и рассеяния используется лагранжевый стохастический подход. Движение трассерных частиц в турбулентном потоке может быть описано моделью случайных блужданий, когда изменение положения \vec{r}_p частицы p определяется через среднюю скорость потока \vec{U} и флуктуацию скорости \vec{u} выражением:

$$\frac{d\vec{r}_p}{dt} = \vec{U} + \vec{u}. \quad (1)$$

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Под «частицей» понимается статистическое представление элемента жидкости или газа, содержащего множество молекул, а не фактическая аэрозольная частица. Флуктуация моделируется процессом случайного блуждания, формализованным стохастическим уравнением Ланжевена, которое имеет вид

$$\begin{aligned} du &= -a_u u dt + \sum_i b_{uj} dW_j, \\ dv &= -a_v v dt + \sum_i b_{vj} dW_j, \\ dw &= -a_w w dt + \sum_i b_{wj} dW_j, \end{aligned} \quad (2)$$

где a_i – коэффициенты определяемые вязким сопротивлением, $B = \{b_{ij}\}$ – тензор масштабирования для независимых случайных величин $d\vec{W} \sim N(0, dt)$, моделирующих броуновское движение.

Для упрощенной модели коэффициенты a вычисляются как обратные величины лагранжевого временного масштаба, соответственно τ_x, τ_y, τ_z ; а тензор B определяется как диагональная матрица 3×3 , где на главной диагонали расположены значения b_u, b_v, b_w , каждое из которых вычисляется через стандартные отклонения скорости ветра $\sigma_u, \sigma_v, \sigma_w$ и τ_x, τ_y, τ_z :

$$b_u = \sqrt{\frac{2\sigma_u^2}{\tau_x}}, b_v = \sqrt{\frac{2\sigma_v^2}{\tau_y}}, b_w = \sqrt{\frac{2\sigma_w^2}{\tau_z}}. \quad (3)$$

Параметры турбулентности (лагранжевы временные масштабы и стандартные отклонения скорости ветра) задаются в зависимости от типа урбанизированной территории (пригород, среднеэтажная или высотная застройка и т.д.) на основе параметризаций [11].

Для нахождения положения частицы согласно (1) используется явная схема Эйлера:

$$x_i^{(n+1)} = x_i^{(n)} + (U_i^{(n)} + u_i^{(n+1)}) \Delta t. \quad (4)$$

Расчет мощности поглощенной дозы от распределенного облака радионуклидов выполняется с учетом его реальной, неоднородной геометрии, что критически важно для локальных оценок вблизи источника и в застройке. Используется метод интегрирования функции ослабления точечного изотропного источника [12].

Для демонстрации возможностей технологии был проведен расчет для модельного аварийного сценария в условиях городской застройки. Источник выброса располагался на

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

территории застройки; в течение часа происходил непрерывный выброс радиоактивных изотопов (^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{131}I). Рассматривались два варианта метеоусловий: южный ветер со стабильной стратификацией (категория F) и юго-западный ветер с неустойчивой стратификацией (категория A).

На Рис. 2 представлены результаты моделирования структуры облака загрязняющих веществ. Наглядно видно, что геометрия застройки оказывает определяющее влияние на распространение примеси. В первом случае (рис. 2а, южный ветер) формируется относительно четкий шлейф, во втором (рис. 2б, юго-западный ветер) картина распространения существенно усложняется из-за обтекания групп зданий.

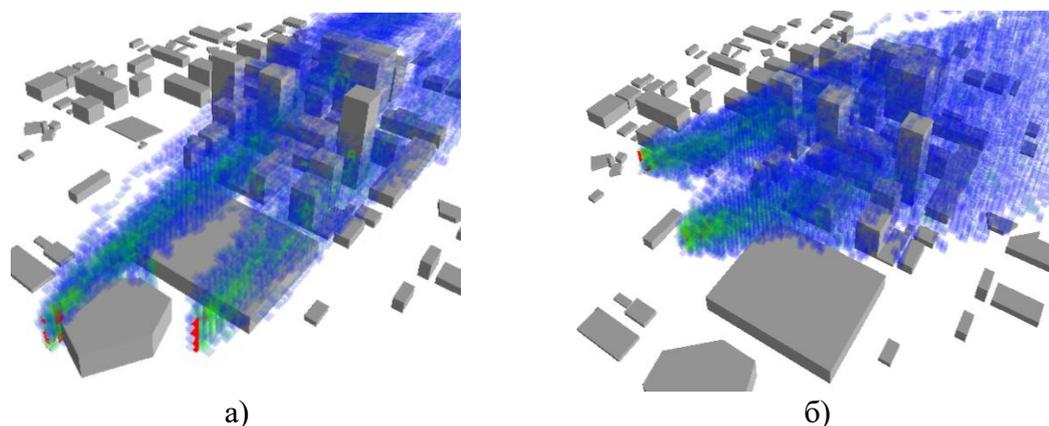


Рис. 2 – Результаты моделирования облака загрязняющих веществ для модельной аварии в пределах городской застройки а) при южном ветре, б) при юго-западном ветре

На Рис. 3 приведены соответствующие рассчитанные поля мощности поглощенной дозы для радионуклида ^{133}Xe . Распределение дозы демонстрирует выраженную пространственную неоднородность, повторяющую структуру облака и напрямую зависящую от направления ветра и расположения зданий. Максимумы дозовых нагрузок наблюдаются не только вблизи источника, но и в зонах, где воздушные потоки концентрируют загрязнение (например, вдоль улиц-каньонов).

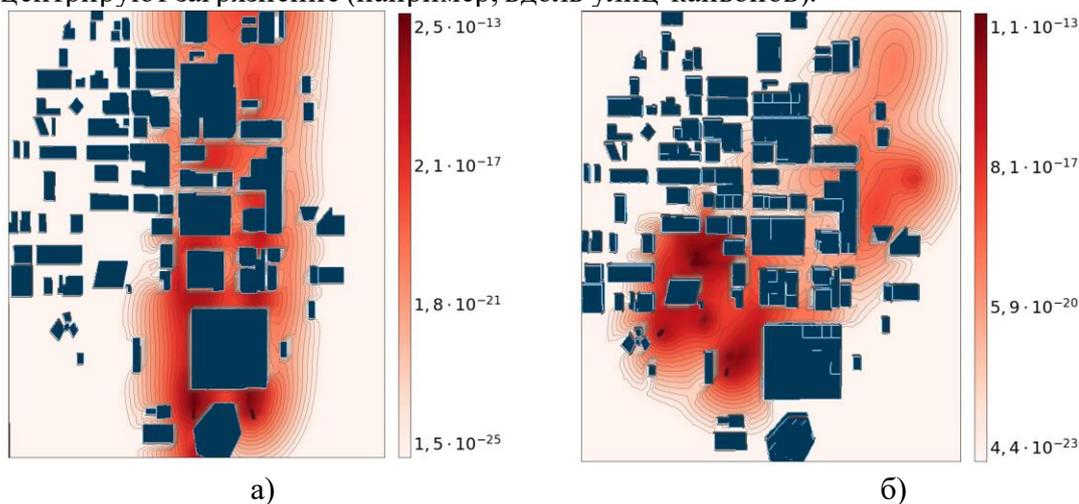


Рис. 3 – Результаты расчетов мощности поглощенной дозы, Гр/с, выполненных для радионуклида $^{133}_{54}\text{Xe}$, $E=0.081$ МэВ для модельной аварии в пределах городской застройки а) при южном ветре, б) при юго-западном ветре

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Полученные результаты подтверждают, что использование упрощенной модели полубесконечного облака в подобных условиях привело бы к значительным ошибкам в оценке доз как вблизи источника, так и на всей территории застройки. Представленная же технология позволяет оперативно получать детализированную картину радиационной обстановки, необходимую для планирования защитных мероприятий, таких как оптимизация маршрутов эвакуации или размещения пунктов временного размещения населения.

Заключение

Развитие программных средств поддержки принятия решений при авариях с выбросом радионуклидов требует создания эффективного блока моделирования распространения загрязняющих веществ, адаптированного к условиям городской среды. Городская застройка существенно влияет на атмосферные процессы, создавая необходимость в локальном прогнозе с учетом морфологии и рельефа территории. Представленная технология оперативной оценки уровней загрязнения, реализованная в виде программного комплекса МАЗ-Город, основана на использовании быстрых математических моделей – метода дискретных вихрей и вариационного метода вычисления бездивергентного поля ветра, что обеспечивает требуемое быстродействие при работе на стандартных вычислительных ресурсах. Описана архитектура комплекса, включающая модули предобработки данных о местности, построения трехмерных полей ветра с учетом застройки, моделирования переноса, рассеяния и изотопной трансформации примеси лагранжевым стохастическим методом, а также расчета и визуализации двух- и трехмерных полей результирующих величин. Показана корректность моделей путем сопоставления с данными натурных и вычислительных экспериментов. Приведены примеры применения технологии для решения задач оценки радиационной обстановки в условиях конкретной городской застройки, демонстрирующие влияние геометрии расположения зданий на формирование полей концентрации и мощности дозы.

Разрабатываемый программный комплекс позволяет оперативно получать детализированную информацию, необходимую для обоснования защитных мероприятий населения и персонала в урбанизированной среде, и может быть интегрирован в состав систем поддержки принятия решений при авариях на радиационно-опасных объектах, расположенных вблизи урбанизированных территорий. Дальнейшее развитие комплекса связано с внедрением алгоритмов ассимиляции данных мониторинга, что позволит дополнительно повысить достоверность прогнозов в реальном времени.

ЛИТЕРАТУРА

1. Букринский А.М. Безопасность атомных электростанций по федеральным нормам и правилам России и стандартам МАГАТЭ. М.: НТЦ ЯРБ, 2007.
2. Косых В.С., Бородин Р.В., Корнейчук Н.А. RECASS: система информационной поддержки принятия решений в случае аварийных ситуаций на радиационно и химически опасных объектах. // Проблемы гидрометеорологии и мониторинга окружающей среды. Сборник статей. Том III. – ГУ «НПО «Тайфун». Обнинск, 2010. – С.24-35.
3. IAEA-TECDOC-2001. Assessment of Radioactive Contamination and Effectiveness of Remedial Measures in Urban Environments. Report of Working Group 2. Modelling and Data for Radiological Impact Assessments (MODARIA) Programme. – International Atomic Energy Agency. Vienna, 2002. – 229 p.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

4. IAEA-TECDOC-1941. Assessment of Radioactive Contamination in Urban Areas. Report of Working Group 9 Urban Areas of EMRAS II Topical Heading Approaches for Assessing Emergency Situations. – International Atomic Energy Agency. Vienna, 2021. – 409 p.
5. Царина А.Г., Алексанян Е.Г., Хачатурова Л.М., Стогова И.В., Фреймундт Г.Н. Технология моделирования распространения радиоактивных загрязняющих веществ в условиях сложной застройки. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2025. – № 2. – С. 100-113. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.2.09>.
6. Царина А., Алексанян Е. Технология создания цифровой модели урбанизированной территории // Метеоспектр. – 2022. – №3. – С. 10-15.
7. Гутников В.А., Лифанов И.К., Сетуха А.В. О моделировании аэродинамики зданий и сооружений методом замкнутых вихревых рамок // Механика жидкости и газа. – 2006. – №4. – С.78 – 92.
8. Nelson M, Addepalli B., Hornsby F., Gowardhan A., Pardyjak E., Brown M. Improvements to a Fast-Response Urban Wind Model / 15th AMS Applications of Air Pollution Meteorology Conference. Conference Paper. – New Orleans, LA, 2008.
9. Klein P., Leitl B., Pascheke F., Schatzmann M. 5.4 Wind-Tunnel Simulation of the Joint Urban 2003 Tracer Experiment. / Symposium on Planning, Nowcasting, and Forecasting in the Urban Zone. – 2003.
10. Tominaga Y., Mochida A., Yoshie R., Kataoka H, Nozu T., Yoshikawa M., Shirasawa T. AIJ guidelines for practical applications of CFD to pedestrian wind environment around buildings. // Journal of Wind Engineering and Industrial Aerodynamics. – 2008. – V. 96. – PP. 1749-1761.
11. РД 52.18.717–2009 Методика расчета рассеяния загрязняющих веществ в атмосфере при аварийных выбросах. – Обнинск: ООО «ПРИНТ-СЕРВИС», 2009. – 113 с.
12. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений. Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 497 с.

СВОБОДНОЕ ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

С. Н. СЫТОВА, В. В. Гавриловец, А. П. Дунец, А. Н. Коваленко,
С. В. Черепица

Институт ядерных проблем Белгосуниверситета, г. Минск, Республика Беларусь
эл. почта: sytova@inp.bsu.by

Введение

Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) осуществляет контроль в области ядерной безопасности в соответствии со следующими основополагающими документами: Конвенцией о физической защите ядерного материала (Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, 1987), Конвенцией о ядерной безопасности (Convention on Nuclear Safety, 1994), Объединенной конвенцией о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, 1997). Согласно МАГАТЭ, контроль за радиационной

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

безопасностью источников ионизирующего излучения (ИИИ) и радиоактивных отходов проводится в каждой стране мира, также должен осуществляться жесткий контроль в области учета ядерного материала (ЯМ). В настоящее время в каждой стране мира ИИИ исчисляются сотнями и тысячами на промышленных и горнодобывающих предприятиях, научно-исследовательских институтах, учреждениях медицины и т. д., что требует четкого соблюдения требований законодательства в области их учета и контроля. Что касается Республики Беларусь, то она с вводом в строй Белорусской АЭС вошла в элитный клуб стран с атомной энергетикой, что также требует строгого соблюдения процедур учета и контроля ЯМ и ИИИ с использованием современного программного обеспечения (ПО).

Свободное программное обеспечение (СПО) представляет собой широкий спектр программных решений, защищенных лицензиями, которые обеспечивают пользователю право на неограниченную установку, а также исследование, свободное использование, модификацию и передачу программ. СПО с открытым исходным кодом имеет ряд преимуществ по сравнению с проприетарным ПО. Использование СПО облегчает процессы проверки безопасности разработанного ПО и обеспечивает полную процедуру сертификации, поскольку исходные коды такого ПО и все техническая документация находятся в свободном доступе. Актуальность перехода на широкое использование СПО за последние годы стала неоспоримой. В современных реалиях применение проприетарного ПО от компаний из недружественных стран в атомной промышленности, являющейся критически важной, представляет собой неприемлемый риск.

Очевидно, что информационные технологии на основе СПО в области ядерной и радиационной безопасности должны обеспечивать осуществление функций управления радиационной безопасностью ИИИ, ЯМ, контроль и надзор за строительством и эксплуатацией АЭС и т. д.

Институтом ядерных проблем Белгосуниверситета разработан фреймворк eLab [1, 2], на основе которого на уровне белорусского национального регулятора осуществляется контроль и надзор за радиационной безопасностью ИИИ, строительством и эксплуатацией БелАЭС, лицензионной и надзорной деятельностью, учет и контроль ЯМ. Фреймворк eLab послужил фундаментом оригинальной белорусской системы управления контентом научно-образовательного интернет-портала eLab-Science, на основе которой в 2015 г. создан электронный портал ядерных знаний BelNET (*Belarusian Nuclear Education and Training*) <https://belnet.by/>. На завершающем этапе находится создание Национального портала ядерных знаний Республики Беларусь.

Что представляет собой фреймворк eLab?

Фреймворк eLab предназначен для реализации и унификации электронного документооборота аккредитованных испытательных лабораторий в соответствии с международными стандартами ИСО/МЭК 17025, ИСО 9001 и ИСО 9004. Это система клиент-серверной архитектуры, работающая под управлением операционных систем Windows и Linux класса лабораторная информационная система с элементами электронного документооборота на основе СПО: Debian GNU/Linux, Web-server Apache, сервер баз данных Firebird, сервер приложений PHP. Возможна работа с базами данных под управлением различных систем управления базами данных (СУБД). Ядро системы постоянно обновляется для обеспечения работы под самыми свежими стабильными версиями СПО. Фреймворк eLab передается полностью в открытых кодах. Система eLab обеспечивает работу через Web-интерфейс в многопользовательском режиме с разделением прав доступа посредством любых браузеров: Mozilla Firefox, Google Chrome,

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Opera и др. Работа возможна как во внутрикорпоративной сети, так и через интернет. В последнем случае в системе eLab реализован доступ по протоколу HTTPS (от англ. Hypertext Transfer Protocol Secure – безопасный протокол передачи гипертекста – расширение протокола HTTP, поддерживающее шифрование). Также организован удаленный доступ сотрудников к рабочему месту через VPN (от англ. Virtual Private Network – виртуальная частная сеть) по технологии, позволяющей обеспечить безопасные (с использованием средств криптографии) сетевые соединения поверх другой сети (Интернета). Система eLab размещается на виртуальной машине сервера VMWare ESX. Она может быть размещена как на физическом сервере, так и на отдельно выделенном компьютере.

Фреймворк eLab обладает рядом ключевых технических преимуществ. Он предлагает настраиваемое решение для автоматизации лабораторной деятельности. Открытый исходный код позволяет пользователям адаптировать программное обеспечение к своим конкретным требованиям. В систему встроены готовые, но легко модифицируемые шаблоны журналов, соответствующие стандартам аккредитованных испытательных лабораторий. Работа ведется через веб-браузер на защищенном сервере, что исключает необходимость установки дополнительного программного обеспечения на стороне клиента. Один экземпляр развернутой системы может обслуживать документооборот нескольких лабораторий с различной спецификой. Благодаря кроссплатформенности серверной и клиентской частей, обеспечивается широкая совместимость с различными операционными системами.

Фреймворк eLab предлагает ряд важных преимуществ, которые значительно повышают эффективность решения задач. К ним относятся: унифицированный и расширяемый интерфейс, сохранение пользовательских настроек, надежная защита данных с гибкой системой прав доступа, удобные инструменты для работы с таблицами (включая пакетное редактирование и проверку данных), динамичный и настраиваемый интерфейс с автоматическим обновлением и удобными функциями поиска и фильтрации, автоматическая генерация документов, предотвращение дублирования данных и минимизация ошибок за счет автоматизации процессов.

Отличительной особенностью системы eLab как лабораторной информационной системы является разделение баз данных на пользовательские БД и системную БД, что позволяет легко настраивать систему под требования заказчика. Системная БД предназначена для управления подключениями к пользовательским базам данных, для управления пользователями и правами доступа, а также для управления и хранения текущего состояния системы и web-интерфейса для каждого пользователя.

Пользовательские базы данных являются хранилищами информации, специфичной для каждого приложения фреймворка eLab. Они автономны, не связаны с архитектурой, структурой и данными управляющей системы и друг с другом. В общем случае, они могут являться БД под управлением разных СУБД. Например, систему eLab можно подключить к базам данных предприятия, включая базы данных такого известного продукта как 1С «Предприятие», работающем под управлением системы управления СУБД PostgreSQL или MS SQL. Более того, пользовательские базы данных могут быть «разнесены в пространстве» и находиться на совершенно разных серверах. Благодаря такой особенности системы eLab повышается уровень безопасности как системных, так и пользовательских данных, поскольку введены разграничения между администрированием баз данных и администрированием пользовательских данных в каждой конкретной БД. Функциональность системы eLab настраивается и определяется содержимым системной

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

БД. Содержание пользовательских баз данных может варьироваться от данных по горюче-смазочным материалам, мясомолочной промышленности, тепловым электростанциям, радиоактивным, взрывчатым и другим опасным веществам и т.д.

Следует отметить, что все программные продукты eLab обеспечивают представление одних и тех же данных реляционной БД с разных точек зрения, которые могут быть проиллюстрированы вращением граней кубика Рубика (см. рис. 1), чем облегчают реализацию системного процессного подхода.

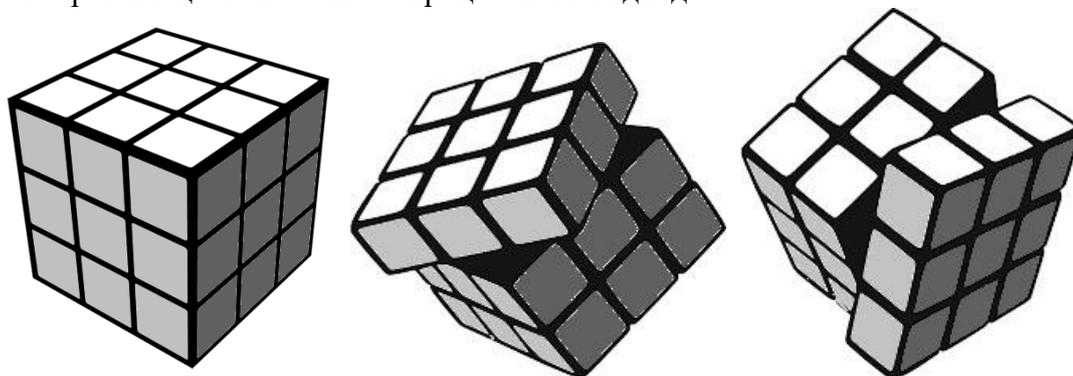


Рис. 1 - Схематическое изображение различных представлений БД в рамках фреймворка eLab

Фреймворк eLab содержит несколько реализованных инструментов поиска информации: простой поиск (фильтрация в пределах одной страницы), сложные запросы с логическими операторами, обеспечивающими несколько уровней вложенности, специальный поиск внутри инструмента «Дерево предприятий» и полнотекстовый поиск по имеющимся в БД системы документам. Данный поиск позволяет найти информацию по запросу на естественном языке. Следует отметить, что существующие поисковые системы, такие как Google и Яндекс, имеют очень сложные алгоритмы поиска. Запрос, отправленный на естественном языке для такой системы, дает очень релевантный набор результатов. Но есть конкретные практические ситуации, когда использование популярных поисковых систем невозможно. Например, когда разработанная информационная система по каким-то причинам не имеет доступа в Интернет. Принципы работы созданного программного инструмента полнотекстового поиска предполагают следующие различные режимы работы: индексирование документов, режим поиска документов, ранжирование результатов по релевантности. На данный момент реализована обработка следующих типов документов: pdf, jpg, tiff, все типы офисных документов.

История развития и современное состояние фреймворка eLab

В 2010 г. первая версия системы eLab была внедрена в учебный процесс ведущих вузов страны (БГУ, БГТУ, БНТУ), химико-токсикологической лаборатории Минского городского наркологического диспансера.

В 2012 г. система контроля качества и управления запасами горючих и смазочных материалов eLab-ГСМ поставлена на боевое дежурство в 202 Химмотологическом центре горючего Вооруженных Сил Республики Беларусь для контроля качества горюче-смазочных материалов (ГСМ). Этот центр является аккредитованной испытательной лабораторией. Подсчитано, что за прошедшее время его сотрудниками проведено и запротоколировано с использованием системы eLab-ГСМ свыше 70 000 заказных испытаний. В 2013 г. eLab-ГСМ внедрена в белорусском

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

отделении российской компании Газпромнефть. Также система eLab была адаптирована для аккредитованных испытательных лабораторий мясомолочной промышленности eLab-Meat.

В 2021 г. на основе этих работ создана Интеллектуальная информационная система управления качеством eLab-Quality. Ее цель – предоставить универсальный инструмент, позволяющий аккредитованной испытательной лаборатории любого профиля осуществлять свою деятельность в соответствии с ИСО 17025 (см. рис.2).

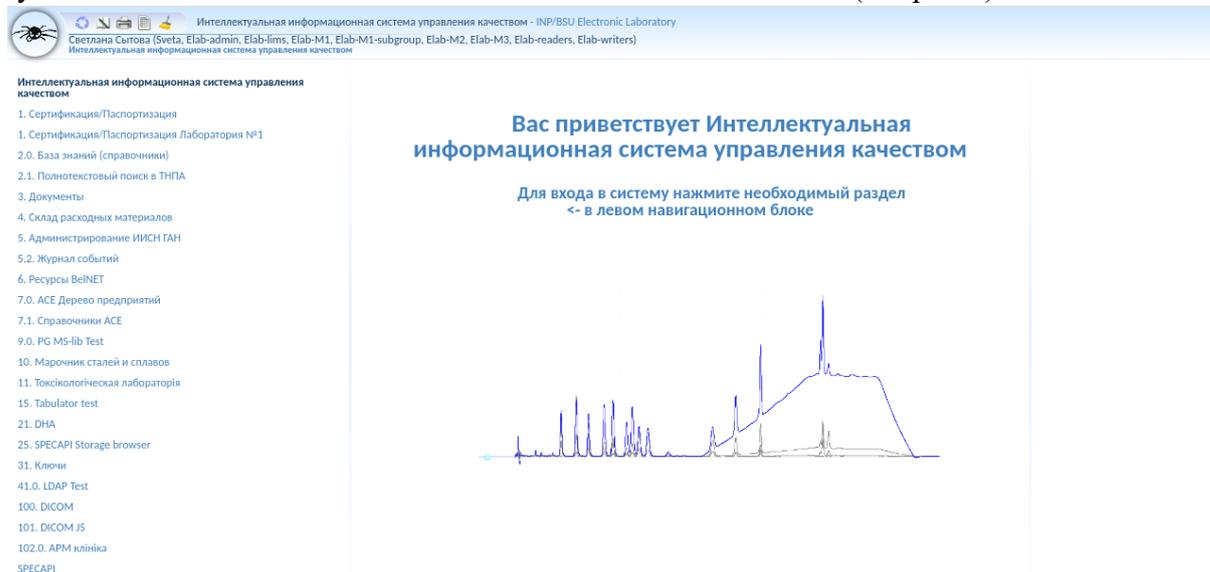


Рис. 2 - Главная страница информационной системы eLab-Quality

В 2014 г. выполнен контракт № 196847 на разработку технического задания на модернизацию программного обеспечения Интегрированной Информационной Системы Регулирования (РИИС) Госатомнадзора Республики Беларусь с Тихоокеанской Северо-Западной национальной лабораторией (США). Создан прототип ПО РИИС – eLab-Atom.

В продолжение этих работ на основе фреймворка eLab в 2016-2023 годах создана и внедрена в Департаменте ядерной и радиационной безопасности Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь (Госатомнадзор) интеллектуальная информационная система для обеспечения контроля (надзора) в области ядерной и радиационной безопасности (ИИСН ГАН – система eLab-Control). Госатомнадзор является белорусским национальным регулирующим органом в области ядерной и радиационной безопасности [3, 4]. ИИСН ГАН содержит Модуль №1 контроля безопасности (надзора) при строительстве, вводе в эксплуатацию и эксплуатации Белорусской АЭС; Модуль №2 контроля (надзора) радиационной безопасности ИИИ; Модуль №3 учета и контроля ЯМ; Модуль №4 по лицензированию и надзорной деятельности.

Основными задачами ИИСН ГАН являются:

1) автоматизация процессов сбора, обработки и хранения данных в области управления ресурсными характеристиками элементов энергоблоков Белорусской АЭС, необходимого для информационной поддержки и контроля выполнения работ в период эксплуатации элементов и оборудования БелаЭС, а также использования накопленных данных и документации при проведении надзорной деятельности при контроле за элементами и оборудованием энергоблоков БелаЭС;

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

2) обеспечение в соответствии с белорусским законодательством и международными обязательствами регистрации ЯМ, различных радиоактивных источников и генерирующих радиационных устройств в Республике Беларусь;

3) контроль за радиационной безопасностью, мониторинг и предоставление информации о состоянии ЯМ, ИИИ и РАО, включая хранилища РАО, помощь правоохранительным органам в расследовании случаев незаконного оборота радиоактивных материалов и радиационных аварийных ситуаций;

4) анализ состояния радиационной безопасности и обеспечение осведомленности соответствующих органов Республики Беларусь, а также уполномоченных международных организаций в соответствии с национальными обязательствами.

Основные особенности, реализованные в системе eLab-Control, помимо ведения разнообразных журналов учета и контроля – это возможность импортировать, экспортировать и конвертировать готовые данные (отчеты) в разных форматах, возможность генерации на основании данных, поступающих в систему, разнообразных форм разрешений и форм мотивированного отказа, актов, справок и других документов, выдаваемых Госатомнадзором. Разработаны специальные алгоритмы для предварительных расчетов данных для формирования различных типов отчетов.

Модуль №3 по учету ЯМ (eLab-NM) позволяет проводить сбор и анализ информации о наличных количествах, изменениях и перемещении инвентарных количеств ЯМ как в разрезе отдельной зоны баланса ядерных материалов, так и в целом по стране.

Основными документами, генерируемыми в Модуле в соответствии с требованиями МАГАТЭ, являются отчет о фактически наличном количестве материала (Physical Inventory Listing – PIL), отчет об изменениях инвентарного количества материала (Inventory Change Report – ICR), материально-балансовый отчет (Material Balance Report – MBR), текстовый отчет (Textual Report – TR), пояснительная записка к учетным отчетам (Concise Notes – CN), главный журнал учета (General Ledger), который автоматически пересчитывается при изменении данных в системе. Функциональность формирования отчетов легко позволяет расширить номенклатуру отчетных материалов, генерируемых в Модуле, в том числе для XML формата Кода 10.

В процессе работы над ИИСН ГАН реализован импорт со специальной настройкой набора данных, который обеспечивается специальными командами в системных файлах типа ini. Такой режим импорта требуется при дополнительной обработке данных из импортируемых файлов с данными (файлов Excel или текстовых файлов специального формата, например, формата маркированного Кода 10). Способ обработки импортируемых данных позволяет разделить одну ячейку электронных таблиц в несколько полей БД, а также позволяет сверить вводимые значения со справочными данными, содержащимися в системе. При отсутствии результата поиска в справочниках в данное поле вставляется пустое значение. Поэтому перед импортом данных необходимо аккуратно заполнить все справочники в системе. Вид одного из справочников в системе приведен на рис. 3.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

3.8. Справочники по ЯМ, РАО, ОЯТ - INP/BSU Electronic Laboratory
 Светлана Ситова (Sveta; Elab-admin, Elab-lims, Elab-M1, Elab-M1-subgroup, Elab-M2, Elab-M3, Elab-readers, Elab-writers)
 Интеллектуальная информационная система поддержки Госатомнадзора для обеспечения контроля (надзора) в области ядерной и радиационной безопасности «0. Деловые процессы Госатомнадзора. Модуль № 1, 2 + 303. Модуль учета и контроля ядерных материалов, отработавшего ядерного материала и радиоактивных отходов» - 3.8. Справочники по ЯМ, РАО, ОЯТ

1.5.3. Код описания материала - способ сохранения

Код описания материала	Ключевое слово	Пояснения
1	Не помещенные в контейнеры	ЯМ не помещенный в контейнер, отдельно расположенные предметы, включая топливные элементы и компоненты, если они не помещены в кейт
2	Топливные узлы	Отдельные топливные узлы и компоненты, помещенные в транспортные контейнеры или контейнеры для хранения
3	Контейнер	Экранированные контейнеры для облученного топлива и других ЯМ с высокой степенью облучения
A	Емкости для хранения проб и другие малые небольшие контейнеры	<0,5
4	Внутри активной зоны	Реактор, только топливные элементы в зоне
E	Емкости, пластиковые упаковки, чехлы	0,5 - 1
5	Калиброванная емкость	Технологические емкости и баки, калиброванные
6	Некалиброванная емкость	Технологические емкости и баки, некалиброванные; трубопроводы
6	Емкости, пластиковые упаковки, чехлы	1 - 5
7	Лоток	Открытые лотки, стойки, скипы
8	Контейнер с дистанцирующими решетками	Специальный контейнер, предотвращающий достижение критичности
H	Емкости, пластиковые упаковки, чехлы и цилиндры для UF6	5 - 10
J	Пластиковые упаковки, чехлы	10 - 15
K	Пластиковые упаковки, бочки	15 - 20
L	Бочки	20 - 50
N	Бочки, большие бочки	100 - 200
Q	Бочки, большие бочки	200 - 500
R	Цилиндры для UF6 (2 т)	500 - 1000
U	Цилиндры для UF6 (10-14 т)	1000 - 5000
V	Более крупные контейнеры, например, автомобильные цистерны	>5000
0	Другие контейнеры	
0	Другие контейнеры	

Рис. 3 - Страница справочников в систем eLab-NM

В результате ИИСН ГАН позволяет автоматически импортировать, экспортировать и перекодировать различные типы отчетов из одного формата в другой (на примере Модуля №3 – из фиксированного Кода 10 в формат маркированного Кода 10 и наоборот).

Верификация и валидация Модуля № 3 проводились на основе реальных данных национальных отчетов Беларуси, представленных в МАГАТЭ в 2013–2019 годах.

Также в ИИСН ГАН реализован подмодуль «Разрешения на ввоз-вывоз», который предназначен для автоматизации процесса подготовки разрешений на ввоз и (или) вывоз источников ионизирующего излучения, ограниченных к перемещению через Государственную границу Республики Беларусь по основаниям неэкономического характера. Цель разработки: улучшение условий осуществления предпринимательской деятельности, минимизация трудозатрат работников Госатомнадзора, систематизация документации по административной процедуре в электронном архиве, исключение коррупционной составляющей.

В рамках данных работ разработан оригинальный эффективный механизм разбора электронных писем и документов (почтовый робот). Разработанный шаблон заявления с более чем сотней разнообразных атрибутов позволяет заявителю заполнить заявку, сформировать и отправить пакет (архив) документов на рассмотрение через заполнение онлайн формы на сайте Госатомнадзора. Форма заявления в формате Excel содержит необходимые примечания и всплывающие подсказки и позволяет пользователю автоматически вывести заявление на печать для подписи уполномоченными лицами. Далее в Госатомнадзоре в рамках ИИСН ГАН архив импортируется в систему, автоматически распаковывается и разбирается по атрибутам (ячейкам оригинального файла заявления Excel). На основании созданной записи в БД ответственные сотрудники

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Госатомнадзора изучают заявку вместе с приложенными отсканированными документами, формируют проект разрешения либо мотивированного отказа.

Эксплуатация ИИСН ГАН (системы eLab-Control) подтвердила корректность функционирования внедренного программного продукта, его устойчивость и надежность в работе. Данные из старых БД Госатомнадзора по учету ИИИ и ЯМ с помощью специальных скриптов перегружены в ИИСН ГАН. Система подключена к Единому реестру лицензий <https://license.gov.by/> и базе данных Министерства по налогам и сборам Республики Беларусь <http://nalog.gov.by/>.

Ведутся работы над типовой информационной системой учета источников ионизирующего излучения, ядерного материала и радиоактивных отходов для предприятий и организаций Республики Беларусь.

Внедрение и длительный период эксплуатации программных продуктов eLab явились хорошей базой для создания в 2014 – 2018 гг. и дальнейшего развития на основе фреймворка eLab электронного портала ядерных знаний учреждений образования Республики Беларусь BelNET (<https://belnet.by/> и <https://belnet.bsu.by/>).

В настоящий момент контент портала содержит свыше 6500 оригинальных материалов по таким разделам как законодательство, менеджмент ядерных знаний, фундаментальная и прикладная наука, практика, в том числе раздел «Объемные лазеры на свободных электронах», впервые предложенные и созданные, раздел «Релятивистская ядерная физика», посвященный исследованию релятивистской фрагментации ядер методом ядерной фотоэмульсии, «Данные и анализ» по ядерно-физическим данным, а также учебные курсы, биографии ученых Беларуси, новости, объявления и др.

В настоящее время в Республике Беларусь создается и развивается система управления ядерными знаниями [5], основным инструментом которой должен стать создаваемый с использованием фреймворка eLab Национальный портал ядерных знаний. Об этом идет речь в отдельном сообщении на конференции.

Заключение

Многолетняя эксплуатация и постоянное развитие фреймворка eLab продемонстрировали, что это гибкая и легко настраиваемая для разнообразных целей и потребностей проекта система, которая находится в постоянном развитии. На различные программные продукты в рамках фреймворка eLab получены 9 свидетельств о регистрации компьютерной программы в Национальном центре интеллектуальной собственности Республики Беларусь.

Работа выполняется в рамках подпрограммы «Цифровые технологии и космическая информатика» государственной программы научных исследований «Цифровые и космические технологии, безопасность человека, общества и государства» на 2021-2025 годы.

ЛИТЕРАТУРА

1. Сытова, С.Н. Информационная система eLab в науке, практике, образовании: монография / С.Н. Сытова; БГУ. – Мн., 2021. – 202 с.
2. Информационная система eLab для аккредитованных испытательных лабораторий / С.Н. Сытова [и др.] // Информатика. – 2017. – № 3. – С. 49–61.
3. Белорусское программное обеспечение для автоматизации процессов контроля (надзора) в области ядерной и радиационной безопасности / С.Н. Сытова [и др.] // Вестник Университета гражданской защиты МЧС Беларуси. – 2017. – Т. 1, № 3. – С. 260–270.
4. Информационная система учета и контроля ядерного материала / С.Н. Сытова [и др.] // Доклады БГУИР. – 2021. – Т. 19, № 4. – С. 94–102.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

5. Сытова, С.Н. Система управления ядерными знаниями в Республике Беларусь / С.Н. Сытова // Журнал Белорусского государственного университета. Физика. – 2022. – № 2. – С. 87–98.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА ДЛЯ ОЦЕНКИ ПАРАМЕТРОВ САМОПРОИЗВОЛЬНОЙ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИИ В ПРОИЗВОДСТВЕННЫХ УСЛОВИЯХ И ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЙ О МЕРАХ ЗАЩИТЫ ПЕРСОНАЛА

И. Д. Садофьев¹, Д. А. Припачкин¹, Ю. Н. Мартынюк^{1,2}, М. П. Панин¹

¹Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

²Научно-производственное предприятие «Доза», Москва, Россия

эл. почта: IDSadofev@mephi.ru

Ядерная безопасность является необходимым условием работы с ядерно-опасными делящимися материалами. В рамках ядерного топливного цикла (ЯТЦ) на этапе производства ядерного топлива используются технологии, в которые включены передельные ядерных делящихся материалов (ЯДМ) в виде урановой руды, порошка диоксида урана, газа гексафторида урана или готовых твэлов. Одной из возможных аварий, представляющих серьезную опасность на предприятиях ЯТЦ, является спонтанное возникновение самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР). Снижение последствий СЦР является одной из ключевых составляющих обеспечения безопасности [1]. Основным средством его достижения является система аварийной сигнализации (САС), призванная оперативно обнаружить само наличие СЦР и подать звуковой сигнал.

Согласно работе [2] необходима дифференциация сотрудников по полученным во время аварии дозам с использованием экспресс-оценок, чтобы эффективно спланировать оказание медицинской помощи. Для повышения надежности регистрации СЦР и оперативной оценки доз облучения персонала (последствий СЦР) предлагается дополнительно к штатной системе САС СЦР использовать систему регистрации импульсного нейтронного излучения, которая, кроме того, на основе обработки совокупных измерений всех детекторов позволит определить количественные параметры СЦР и оперативно оценить дозы облучения персонала.

Цель проекта - создание методики и программного средства для определения пространственных и количественных характеристик СЦР (местоположение очага в ЯОЗ и оценка числа делений) для конкретных условий ЯОЗ на основе моделирования полей нейтронного излучения и использования данных измерений импульсных нейтронных дозиметров.

При установке системы предполагается расчет возможных сценариев развития СЦР для конкретной ЯОЗ и ожидаемых показаний блоков детектирования ДБН-А03Д, определение необходимого количества и локализации блоков детектирования ДБН-А03Д, загрузка данных в ПО АРМ САС на объекте. При срабатывании САС получает данные от блоков детектирования ДБН-А03Д и на основании показаний датчиков подтверждает или опровергает факт СЦР. В случае подтверждения разрабатываемое программное средство

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

на основании данных от детекторов САС определяет примерное местоположение источника СЦР и его мощность, а также рассчитывает дозовые поля.

На рис. 1 представлен пример схемы расположения дозиметров системы САС в помещении прямоугольной формы. Число дозиметров выбрано равным числу неизвестных (то есть декартовым координатам источника СЦР и мощности нейтронного импульса).

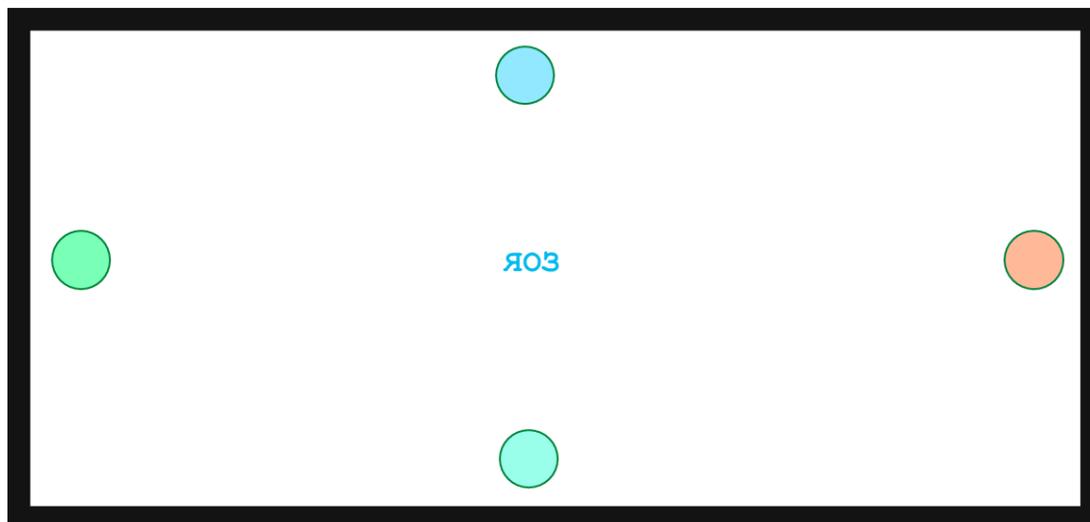


Рис.1 - Пример расположения дозиметров ДБН-А03Д системы САС в помещении прямоугольной формы

За 2021-2024 годы в ходе работы над проектом было выполнено следующее:

- 1) В пакете GEANT4 создана модель детектора импульсного нейтронного дозиметра ДБН-А02Д;
- 2) Предложена методика расчета числа активаций в малой мишени и получено подтверждение ее эффективности;
- 3) Получена энергетическая зависимость чувствительности детектора дозиметра ДБН-А02Д;
- 4) Разработана методика моделирования отклика детекторов и утечки нейтронов источника СЦР;
- 5) Получены оценки пространственного распределения плотности деления в потенциальных источниках СЦР;
- 6) Методом Монте-Карло получены оценки углового распределения нейтронного потока в области детектирования (в ЯОЗ);
- 7) Повышена эффективность регистрации нейтронов детектором ДБН-А03Д за счет оптимизации размеров активной области;
- 8) Разработан интерфейс программы управления системой позиционирования источник;
- 9) Выполнены расчеты характеристик нейтронного поля в точках установки детекторов САС, разработан матричный метод оценки параметров СЦР в модельной ЯОЗ;
- 10) Реализовано приближение для оценки плотности потока нейтронов в бесконечном воздухе;
- 11) Разработана базовая версия программного обеспечения по реализации матричного метода оценки параметров СЦР в модельной ЯОЗ;

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

12) Создан РИД «Программное средство для оценки характеристик самопроизвольной цепной реакции (СЦР)» (прототип);

13) Рассчитаны энергетические и угловые зависимости чувствительности нейтронного дозиметра ДБН-А03Д с замедлителем для изотропного и мононаправленного облучения;

14) Разработана математическая модель спектра нейтронов деления с учетом замедления в материале источника;

15) Выполнена консервативная оценка дозовых полей от точечного источника нейтронов деления в воздухе в потенциальной ЯОЗ;

16) Создан РИД - программа для ЭВМ «Программное средство для оценки характеристик самопроизвольной цепной реакции (СЦР). Версия 2».

Одним из результатов проведённых работ является выполнение консервативной оценки дозовых полей от точечного источника нейтронов деления в воздухе в модельной ЯОЗ. Используя полученную формулу зависимости эквивалентной дозы от расстояния между точечным изотропным источником нейтронов с учётом замедления и поглощения в источнике и воздушной среде, возможно оценить эквивалентную дозу на определённом расстоянии от источника СЦР в воздухе. Полученные результаты представлены на рис. 2.

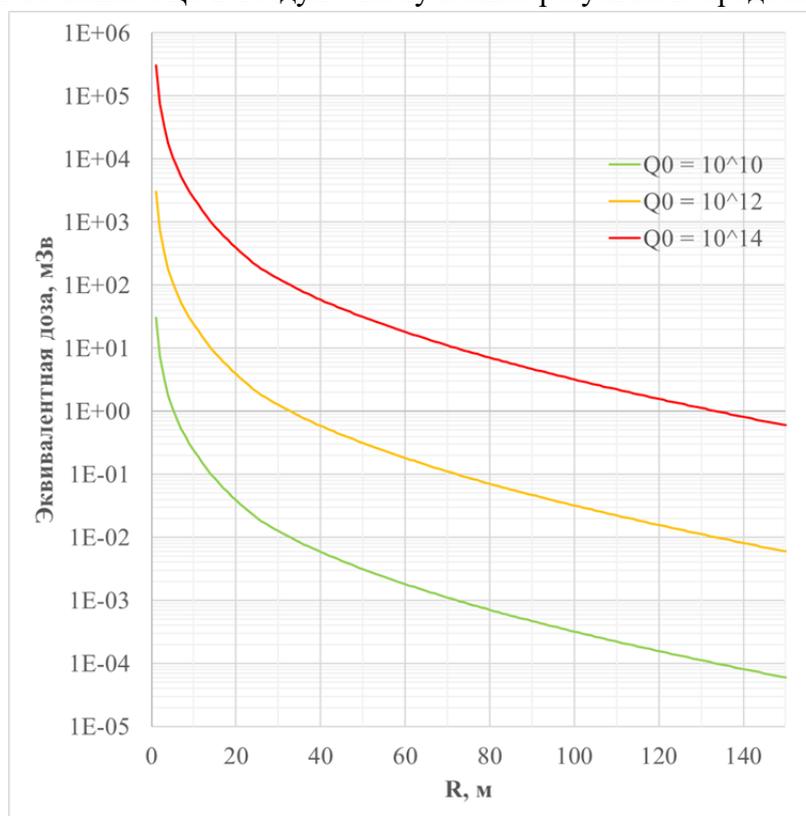


Рис. 2 - Зависимости эквивалентной дозы от расстояния между точечным изотропным источником нейтронов с учётом замедления и поглощения в источнике и воздушной среде

Здесь зелёная кривая соответствует выходу нейтронов источника, равному 10^{10} , оранжевая кривая соответствует выходу нейтронов источника, равному 10^{12} , красная кривая соответствует выходу нейтронов источника, равному 10^{14} . В дальнейшем предполагается доработать полученную формулу, представив значения коэффициентов

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

учёта рассеянного нейтронного излучения, то есть отражённого от стен помещения, для различных случаев взаимного расположения источника и стен.

Было выполнено испытание программного средства на различных наборах исходных данных с погрешностью АЭД 30%. Результаты нескольких испытаний с разными исходными данными в виде изображений источника в выходном окне программы показаны на рис. 3.

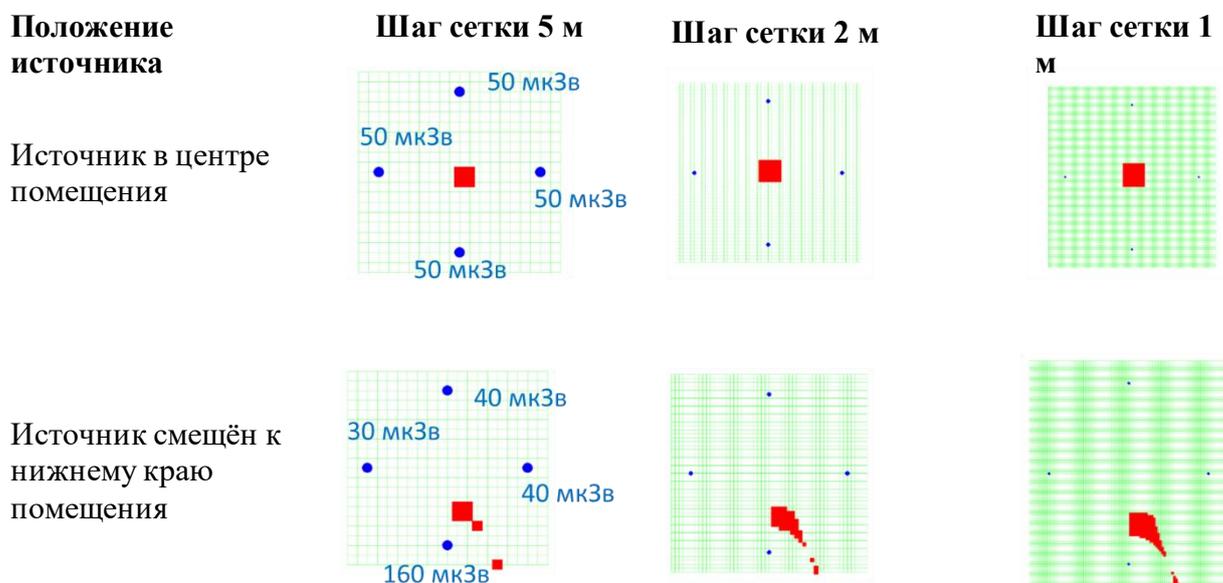


Рис. 3 - Результаты испытания программного обеспечения на различных исходных наборах данных

Синими точками обозначены дозиметры САС, рядом с каждым из них написаны его показания в мкЗв, красная область указывает результат работы программы – возможные положения источника СЦР.

Также была выполнена верификация ПС с использованием нейтронного поля установки ТГИ185ТМ, энергия нейтронов 14,1 МэВ, выход нейтронов $1,4 \cdot 10^{11}$. Испытания проводились по схеме, показанной на рис. 4.

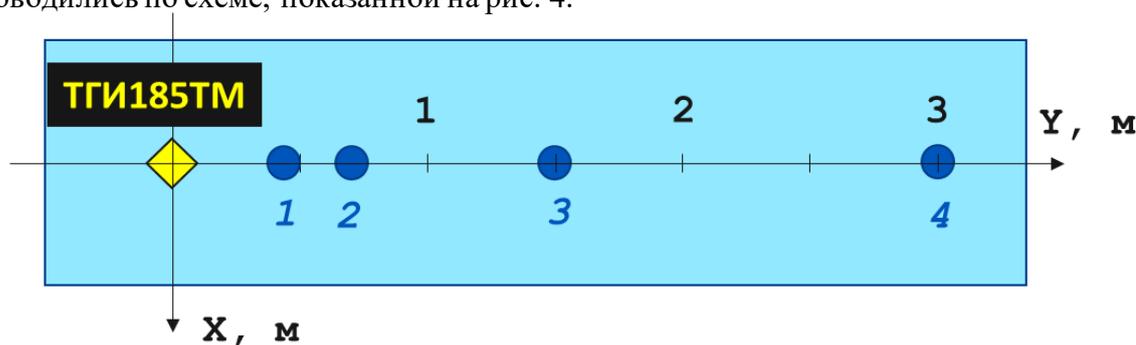


Рис. 4 - Схема расположения установки ТГИ185ТМ и точек детектирования

Синими цифрами на рисунке 4 обозначены положения точек детектирования. В результате работы программного средства источник локализован в области площадью

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

0,09 м² вблизи начала координат (0,0); интеграл импульса источника нейтронов оценивается в $1,1 \cdot 10^{11}$ нейтронов.

Таким образом, в рамках научного проекта программы «Приоритет-2030» в НИЯУ МИФИ была выполнена разработка методики оценки местоположения и мощности СЦР с использованием дозиметров нейтронного импульсного излучения ДБН-А03Д, разработанных в НПП «ДОЗА», и специального программного обеспечения (ПО), что в перспективе позволит уверенно идентифицировать ложные и реальные срабатывания САС, получить количественную информацию о числе делений и оперативно оценить дозы персонала во всех точках производственного помещения. Проведена верификация ПО с применением данных, полученных с использованием источника нейтронов с энергией 14,1 МэВ.

В рамках проекта планируются следующие действия:

- 1) Разработать методики оценки характеристик СЦР и её последствий для персонала;
- 2) Доработать ПО: расширить массива расчётных коэффициентов на основе спектров источников с различными ЯДМ в дополнение к существующему набору для диоксида урана; развить механизма учёта рассеянного нейтронного излучения; более точно рассчитать дозовые поля от нейтронного излучения в границах ЯОЗ;
- 3) Испытать программное средство в условиях, приближенных к реальной ЯОЗ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Безопасность установок ядерного топливного цикла. Серия норм МАГАТЭ по радиационной безопасности No. SSR-4, МАГАТЭ, Вена, 2018.
2. K. G. Veinot, B. T. Gose, Evaluation of Triage Methods for Criticality Accidents, Health Phys., vol. 121, № 2, 2021.

ИССЛЕДОВАНИЕ НАИБОЛЕЕ ВЕРОЯТНЫХ ПУТЕЙ ОБРАЗОВАНИЯ ЗНАЧИМЫХ РАДИОНУКЛИДОВ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДОВ ТЕОРИИ ГРАФОВ ПРИ МОДЕЛИРОВАНИИ ИМПУЛЬСНЫХ РЕЖИМОВ ОБЛУЧЕНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ПРИМЕРЕ ТОКАМАКА С РЕАКТОРНЫМИ ТЕХНОЛОГИЯМИ

Р. С. Халиков, П. А. Кизуб

¹ *Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук, Москва
эл. почта: khalikov@ibrae.ac.ru*

Обеспечение радиационной безопасности является основополагающим принципом при проектировании и эксплуатации любых ядерных и термоядерных реакторов и установок. В области управляемого термоядерного синтеза, где до сих пор ведутся интенсивные исследования и разработки, проблема выбора и оптимизации составов конструкционных материалов приобретает особую значимость. В отличие от традиционных реакторов деления, в термоядерных реакторах и установках одним из основных источников радиационной опасности являются не продукты деления, а активированные нейтронами элементы конструкционных материалов. Нейтронный поток

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

в термоядерном реакторе обладает высокой энергией (2,45 МэВ и 14 МэВ), что приводит к значительному образованию радионуклидов через различные ядерные реакции (n,p), (n,α), ($n,2n$), (n,γ) и т.д.

Подбор состава конструкционных материалов на этапе проектирования установки является критически важным для минимизации долговременной активации и обеспечения безопасного обращения с отходами на всех этапах жизненного цикла установки, включая вывод из эксплуатации. С этой целью разрабатываются так называемые малоактивируемые конструкционные материалы (МАКМ) [1], в которых после облучения нейтронами образуются радионуклиды с низкой активностью и коротким периодом полураспада. Это значительно упрощает обращение с радиоактивными отходами, снижает затраты, а также уменьшает потенциальное радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду.

В настоящее время активно разрабатываются и исследуются различные типы МАКМ [2-4] специально для термоядерных реакторов и установок, включая малоактивируемые аустенитные стали, ферритно-мартенситные стали (например, Eurofer97), оксидно-дисперсионно-упрочненные стали (ODS) и некоторые сплавы ванадия. Эти материалы призваны заменить традиционные стали, которые содержат значительные количества элементов (Ni, Mo, Nb), образующих долгоживущие и высокоактивные радионуклиды. Например, Ni под воздействием нейтронов трансмутирует в ^{60}Co , а Mo – в ^{94}Nb и ^{99}Tc , которые представляют собой серьезную проблему для долгосрочного хранения отходов.

Особое внимание при обосновании безопасности необходимо уделять технологическим и другим примесям химических элементов в материалах. Даже минимальные концентрации некоторых примесей (например, Nb, Co, Ag, Zr), измеряемые в частицах на миллион (ppm), могут привести к образованию значительных количеств долгоживущих и высокоактивных радионуклидов, существенно влияя на радиационные характеристики материала в целом. Например, примеси Nb могут приводить к образованию ^{94}Nb , а Co – к ^{60}Co , которые могут доминировать в остаточной активности материала после длительных периодов выдержки, даже если основные легирующие элементы были выбраны как малоактивируемые. Игнорирование этих примесей может привести к недооценке радиационной опасности и некорректному выбору материалов, что подчеркивает необходимость детального анализа полного химического (и даже изотопного) состава материалов, включая следовые элементы. Таким образом, определение путей образования радионуклидов от всех исходных элементов материала является важной задачей для обеспечения радиационной безопасности установок УТС.

В решении данной задачи могут помочь методы теории графов [5] – раздела дискретной математики, предоставляющего мощный и интуитивно понятный аппарат для моделирования отношений и связей между объектами. Граф состоит из набора вершин (узлов), которые представляют объекты, и набора ребер (связей), соединяющих эти вершины. В зависимости от задачи ребра могут быть ориентированными (однонаправленными, как в случае ядерных реакций) или неориентированными (двунаправленными), а также иметь веса, отражающие стоимость, вероятность или интенсивность связи.

Области применения теории графов обширны и разнообразны: от социальных сетей и транспортных систем до компьютерных сетей и биологических моделей [6-7]. В последние десятилетия теория графов находит все более широкое применение в научных

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

и инженерных задачах, где необходимо анализировать сложные взаимосвязи и динамические процессы.

В контексте нуклидной кинетики и радиационной безопасности теория графов предлагает оптимальный способ моделирования цепочек образования радионуклидов. Каждый изотоп может быть представлен как вершина графа. Ядерные реакции (радиационный захват, (n,p) , (n,α) , $(n,2n)$ и другие), а также процессы радиоактивного распада (альфа-распад, бета-распад, электронный захват, спонтанное деление) могут быть представлены как ориентированные ребра (связи), ведущие от одного изотопа к другому (рис.1). Эти ребра могут быть «взвешенными», при этом в зависимости от задачи вес может отражать сечение или скорость реакции, константу распада, интенсивность нейтронного потока или относительный вклад в общую активность.

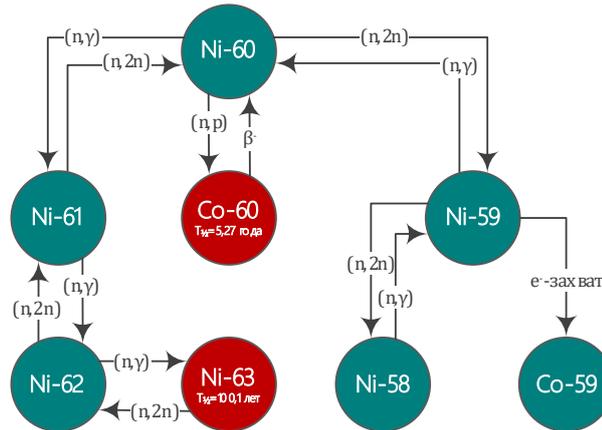


Рис. 1 - Пример фрагмента нуклидного графа с изотопом ^{60}Ni в качестве исходной вершины

Методы поиска в графах становятся ключевым инструментом для навигации по этим сложным цепочкам ядерных превращений:

Поиск в ширину (Breadth-First Search, BFS): метод BFS исследует граф «послойно», сначала посещая всех непосредственных соседей начальной вершины, затем всех их соседей, и так далее. В задачах нуклидной кинетики может использоваться для нахождения кратчайших путей образования радионуклида (например, с минимальным количеством ядерных реакций). Это может быть полезно для быстрой идентификации наиболее коротких и, возможно, доминирующих механизмов образования, особенно для короткоживущих нуклидов. Также BFS может помочь в определении «поколения» радионуклида – то есть количества ядерных реакций, потребовавшихся для его образования.

Поиск в глубину (Depth-First Search, DFS): метод DFS исследует граф максимально «глубоко» вдоль каждой ветви, прежде чем откатываться и исследовать другие ветви. Он начинает с заданной начальной вершины и исследует каждую доступную вершину как можно дальше, прежде чем вернется назад. В задачах нуклидной кинетики идеально подходит для нахождения полных цепочек ядерных превращений, ведущих от исходного стабильного изотопа к конкретному радионуклиду. Он позволяет проследить весь «родословный путь» определенного радиационно опасного нуклида, идентифицируя все промежуточные стадии.

Применяя эти методы, мы можем построить граф нуклидной кинетики для каждого элемента в составе конструкционного материала. Затем, используя DFS или BFS, мы

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

можем искать пути, ведущие к образованию значимых радионуклидов – тех, которые вносят наибольший вклад в общую активность, энерговыделение или дозовые характеристики облученного материала на разных временах выдержки. Выявляя исходные изотопы, которые являются «точками входа» в эти критические цепочки, мы получаем возможность давать конкретные рекомендации по изменению исходных составов конструкционных материалов. Например, если обнаружено, что основной путь образования долгоживущего ^{94}Nb начинается с примесей ниобия в стали, можно рекомендовать использовать сталь с максимально низким содержанием ниобия. Такой подход позволяет перейти от эмпирического подбора к целенаправленной оптимизации материалов на основе глубокого понимания нуклидной кинетики.

Таким образом, на основе представленных методов ниже приведен алгоритм, по которому в данной работе определялись наиболее вероятные пути образования значимых радионуклидов в материалах токамака с реакторными технологиями (ТРТ). Основы данного подхода представлены в работе [8], посвященной его реализации в зарубежном коде FISPACT-II.

На рис. 2 представлен один из возможных путей, приводящих из вершины-нуклида 1 в вершину-нуклид n, с весами вершин α и ребер β , встречающихся на этом пути, которые равны соответственно:

$$\alpha_i = \sum_j (\lambda_i^j + \Phi \sum \sigma_i^j), \quad \beta_i = \lambda_i^{i+1} + \Phi \sum \sigma_i^{i+1}, \quad (1)$$

где λ_i^j – постоянная распада нуклида i в нуклид j , Φ – плотность потока нейтронов, σ_i^j – микросечение реакции, приводящей к образованию нуклида j из нуклида i .

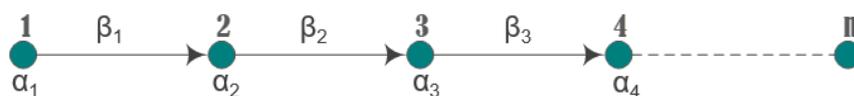


Рис.2 - Один из путей, приводящих к образованию изотопа n из исходного изотопа 1

Определим критерий значимости пути образования следующим образом.

Для количества ядер первого в представленной цепочке нуклида N_1 верна следующая формула:

$$\frac{dN_1}{dt} = -\alpha_1 N_1. \quad (2)$$

Для последующих нуклидов в цепочке ($i > 1$):

$$\frac{dN_i}{dt} = -\alpha_i N_i + \beta_{i-1} N_{i-1}, \quad \alpha_i \geq \beta_i > 0. \quad (3)$$

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Выразим отсюда N_i и найдем полное количество ядер нуклида $i+1$, образовавшееся в промежутке времени $[0, T]$ из нуклида i :

$$F_{i+1} = \int_0^T \beta_i N_i dt = \frac{\beta_i}{\alpha_i} \left(F_i - \int_0^T \frac{dN_i}{dt} dt \right) \leq \frac{\beta_i}{\alpha_i} F_i \quad (N_i(T) > N_i(0) = 0). \quad (4)$$

Тогда для $i = 1$:

$$F_2 = \int_0^T \beta_1 N_1 dt = \frac{\beta_1}{\alpha_1} N_s(0) (1 - e^{-\alpha_1 T}). \quad (5)$$

Таким образом для нуклида D цепочки, изображенной на рисунке 2, найдена верхняя граница количества ядер, образовавшихся за период $[0, T]$ по данному пути из исходного нуклида (N_s):

$$F_D \leq N_s(0) (1 - e^{-\alpha_i T}) \prod_{i=1}^{D-1} \frac{\beta_i}{\alpha_i}. \quad (6)$$

Тогда путь можно отнести к наиболее вероятным, если количество целевого (значимого) радионуклида N_i на момент времени T удовлетворяет неравенству с некоторым заданным параметром ε :

$$(1 - e^{-\alpha_i T}) \prod_{i=1}^{D-1} \frac{\beta_i}{\alpha_i} \geq \varepsilon \frac{N_i(T)}{N_s(0)}. \quad (7)$$

Это условие справедливо для случая постоянного нейтронного потока Φ , то есть когда α и β из (1) постоянны. Однако особенностью установок управляемого термоядерного синтеза, в частности токамаков, является их работа в многоимпульсных режимах облучения (рис.3), что кардинально отличает их от традиционных реакторов деления. Длительность импульсов в термоядерных реакторах может варьироваться от нескольких секунд до сотен секунд, а длительность промежутков между ними – от минут до часов (суток или даже месяцев).

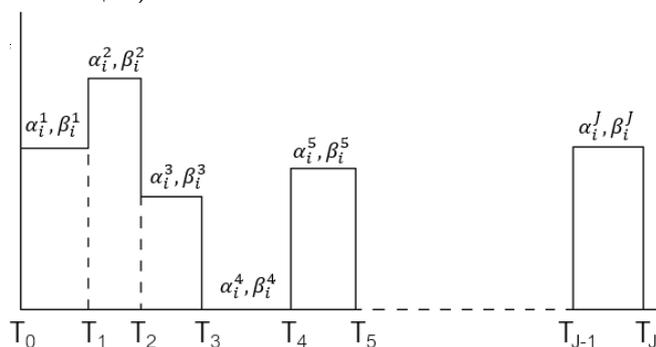


Рис.3 - Веса вершин α и ребер β в импульсном режиме работы токамака

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

В общем случае импульсных режимов, учитывая, что внутри временного промежутка $[T_{i-1}, T_i]$ веса остаются постоянными, и интеграл по времени $[0, T_j]$ можно представить как сумму интегралов по заданным временным промежуткам, условие (7) примет вид:

$$\left(1 - e^{-\alpha_1^1 T_1}\right) \prod_{i=1}^{D-1} \frac{\beta_i^1}{\alpha_i^1} + \sum_{j=2}^J \left(\left(\exp\left(-\sum_{k=1}^{j-1} \alpha_1^k (T_k - T_{k-1})\right) - \exp\left(-\sum_{k=1}^j \alpha_1^k (T_k - T_{k-1})\right) \right) \prod_{i=1}^{D-1} \frac{\beta_i^j}{\alpha_i^j} \right) \geq \varepsilon \frac{N_t(T)}{N_s(0)} \quad (8)$$

Импульсный режим работы термоядерных реакторов и установок имеет существенное значение для процессов активации конструкционных материалов и накопления радионуклидов. В отличие от непрерывного облучения, где накопление радионуклидов определяется только скоростью их образования и распадом, в импульсных режимах включаются дополнительные факторы:

- накопление и распад в течение импульса – во время импульса происходит активное образование радионуклидов; короткоживущие нуклиды могут достигать равновесной концентрации и распасться уже в течение одного импульса.
- распад в промежутке между импульсами, когда нейтронное облучение отсутствует, и единственным процессом, изменяющим концентрацию радионуклидов, становится радиоактивный распад; короткоживущие радионуклиды могут значительно или полностью распасться, тогда как долгоживущие практически не изменяют свою концентрацию.

Накопление радионуклидов является кумулятивным процессом, зависящим от множества последовательных импульсов и пауз. Каждый последующий импульс начинается с остаточной концентрации радионуклидов, накопленных в предыдущих циклах. Это приводит к сложной временной зависимости концентраций различных изотопов.

Таким образом, вклады различных путей в образование конечного радионуклида могут меняться в зависимости от длительности импульсов и пауз. Например, путь, проходящий через короткоживущий промежуточный изотоп, может быть доминирующим в случае очень коротких пауз (где он не успевает распасться), но стать незначительным при длинных паузах. И модель, использующая методы теории графов, должна быть способна динамически оценивать «важность» каждого ребра и пути не только на основе ядерных данных, но и с учетом конкретного временного профиля облучения. Это позволяет выявить, как режимы работы токамаков могут стимулировать или подавлять определенные цепочки трансмутаций, и, соответственно, давать точные рекомендации по выбору материалов для конкретных эксплуатационных сценариев.

В рамках данного исследования с использованием разработанного в ИБРАЭ РАН графического редактора GRATOR [9] разработана детальная модель проектируемой установки ТРТ в формате Монте-Карло кода TDMCC [10], которая позволила смоделировать транспорт нейтронов и другие нейтронно-физические процессы и последующую активацию конструкционных материалов.

TDMCC (Time-Dependent Monte Carlo Code) – это код, предназначенный для прецизионных расчетов распределения нейтронных и гамма полей в сложных трехмерных геометрических конфигурациях. Применение TDMCC позволило смоделировать геометрию токамака, включающую источник высокоэнергетических нейтронов (плазму),

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

первую стенку (ПС), вакуумную камеру, патрубки, электромагнитную систему, радиационную защиту, тепловые экраны и криостат (рис.4). Каждый конструкционный элемент представлен с учетом его материального состава.

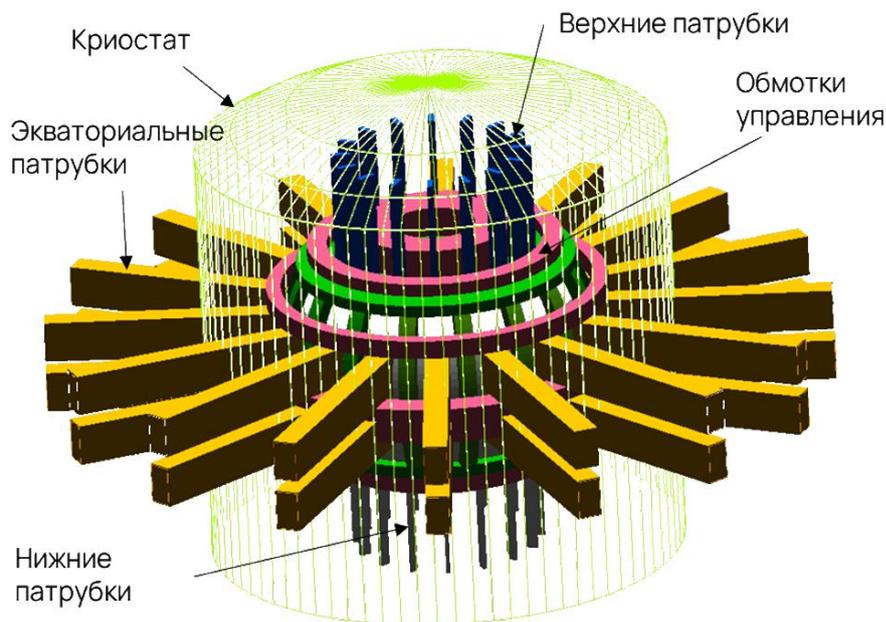


Рис.4 - 3D-модель ТРТ в графическом редакторе GRATOR

В ходе моделирования рассчитаны нейтронные спектры и потоки во всех ключевых конструкционных материалах элементов ТРТ. Эти данные являются фундаментальными для последующих расчетов активации, поскольку скорость и характер ядерных реакций напрямую зависят от энергии и интенсивности нейтронов. Например, реакции $(n,2n)$ или (n,α) имеют пороги по энергии и будут происходить только при наличии достаточного количества высокоэнергетических нейтронов.

Полученные нейтронные спектры и потоки в дальнейшем использовались для расчетов активации этих материалов в различных режимах облучения. Для этих целей применен код нуклидной кинетики TRACT-F [11].

TRACT-F (TRansmutation and ACTivation - Fusion) – это аттестованное программное средство, разработанное в ИБРАЭ РАН для решения уравнений нуклидной кинетики, описывающих образование и убыль радионуклидов в результате нейтронно-ядерных реакций и радиоактивного распада с учетом изменения во времени нейтронного потока. TRACT-F, используя нейтронные спектры, рассчитанные с помощью TDMCC, и обширные библиотеки ядерных данных (сечения реакций, константы распада), позволяет рассчитывать концентрации и активности всех образующихся радионуклидов на заданные моменты времени облучения и/или выдержки.

В контексте нашего исследования важным аспектом интеграции стали доработка и адаптация TRACT-F не только для количественных расчетов радиационных характеристик конструкционных материалов, но и для поиска наиболее вероятных путей образования значимых на заданный момент времени облучения или выдержки радионуклидов с использованием методов теории графов при моделировании многоимпульсных режимов облучения. В рамках кода построена графовая модель нуклидной кинетики на основе данных об изотопах, ядерных реакциях и распадах. Алгоритмы поиска (DFS/BFS) применяются к этому графу для выявления доминирующих

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

цепочек ядерных превращений, ведущих к накоплению ключевых радионуклидов. Такой комплексный подход, объединяющий Монте-Карло моделирование транспорта нейтронов, детальные расчеты нуклидной кинетики и графовые алгоритмы, позволил провести всестороннее исследование процессов активации в условиях установки ТРТ и выявить родительские связи в образовании радиоактивных изотопов.

В рамках исследования моделировались 2 многоимпульсных режима работы установки ТРТ:

- *Режим 1*: 16 импульсов длительностью 15 секунд с паузой между ними 30 минут в течение рабочего дня, 5 дней в неделю, 4 недели в году в течение 15 лет (8 лет для ПС);

- *Режим 2*: 8 импульсов длительностью 100 секунд каждый час в течение рабочего дня, 5 дней в неделю, 4 недели в году в течение 15 лет (8 лет для ПС).

В качестве примера для определения наиболее вероятных путей образования радионуклидов рассмотрены две распространенные марки аустенитных сталей: AISI 316L (традиционная нержавеющая сталь), планируемая к использованию в ТРТ в качестве одного из материалов ПС, и 12X18H10T (отечественный аналог, близкий по составу, но с потенциальными различиями в примесях), из которой планируется изготовить тепловые экраны. В таблице 1 приведены химические составы данных сталей, а на рисунке 5 представлены нейтронные спектры в них.

Таблица 1 – Химический состав сталей AISI 316L и 12X18H10T, масс. %

AISI 316L		12X18H10T	
C	0,0300	C	0,0120
Si	0,7500	Si	0,8000
P	0,0450	Ti	0,0052
S	0,0300	Cr	18,0000
Ti	0,5000	Mn	2,0000
Cr	17,0000	Fe	67,6800
Mn	2,0000	Ni	10,0000
Fe	65,1450	P	0,0350
Ni	12,0000	S	0,0200
Mo	2,5000	Cu	0,3000
		Mo	0,5000
		V	0,2000
		W	0,2000
		Mg	0,0500

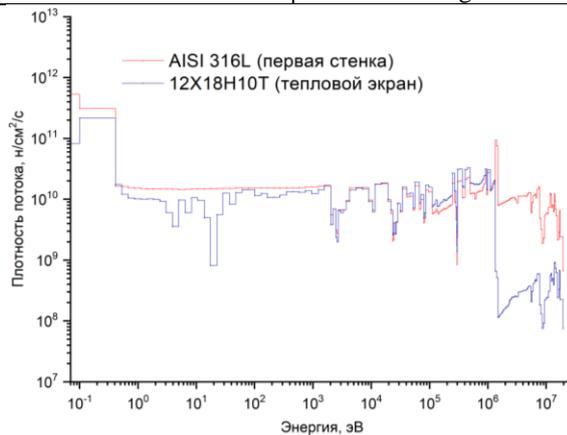


Рис.5 - Нейтронные спектры в сталях AISI 316L первой стенки и 12X18H10T теплового экрана

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Для каждой стали и каждого режима облучения определены радионуклиды, которые вносят наибольший вклад в общие остаточные активность и энерговыделение после 15 лет выдержки: ^{55}Fe , ^{63}Ni и ^{60}Co – одни и те же значимые радионуклиды для обеих сталей и обоих режимов работы. Однако как показали последующие расчеты с применением алгоритмов теории графов, реализованных в TRACT-F, ключевые пути образования и родительские изотопы этих радионуклидов могут отличаться.

Так, например, проведенные для облученной в первой стенке в течение 8 лет стали AISI 316L расчеты показали, что в режиме 15-секундных импульсов одними из доминантных цепочек, приводящих к образованию ^{60}Co , могут быть те, исходными изотопами в которых являются ^{54}Fe и ^{60}Ni , в то время как в режиме 100-секундных импульсов эти пути оказываются менее значимыми (рисунок 6).

Наиболее значимые пути образования Co-60 на $6.96454\text{e}+08$ секунд после начала облучения (кол-во путей: 12)

```
Cr-53 --> Cr-54 --> Cr-55 --> Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
Cr-54 --> Cr-55 --> Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
Cr-54 --> Cr-55 --> Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60
Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
 $^{54}\text{Fe}$  --> Fe-55 --> Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
--> Fe-55 --> Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60
Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60
Ni-58 --> Fe-54 --> Fe-55 --> Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
 $^{60}\text{Ni}$  --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
--> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60
```

а

Наиболее значимые пути образования Co-60 на $6.96453\text{e}+08$ секунд после начала облучения (кол-во путей: 10)

```
Cr-53 --> Cr-54 --> Cr-55 --> Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
Cr-54 --> Cr-55 --> Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
Cr-54 --> Cr-55 --> Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60
Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60
Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60
Ni-58 --> Fe-54 --> Fe-55 --> Mn-55 --> Mn-56 --> Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60
```

б

Рис.6 - Наиболее вероятные пути образования ^{60}Co в стали AISI 316L первой стенки ТРТ при облучении: а) в режиме 1, б) в режиме 2

А для стали 12Х18Н10Т теплового экрана при облучении в режиме с 15-секундными импульсами, в отличие от режима с 100-секундными импульсами, среди наиболее вероятных путей образования ^{63}Ni наблюдаются те, которые инициируются облучением изотопа ^{58}Ni в исходном составе (рисунок 7).

Наиболее значимые пути образования Ni-63 на $9.17358\text{e}+08$ секунд после начала облучения (кол-во путей: 8)

```
Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60 --> Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60 --> Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60 --> Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
--> Ni-59 --> Co-59 --> Co-60 --> Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
 $^{58}\text{Ni}$  --> Ni-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60 --> Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
--> Ni-59 --> Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
Ni-62 --> Ni-63
```

а

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Наиболее значимые пути образования Ni-63 на 9.17356e+08 секунд после начала облучения (кол-во путей: 5)
 Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60 --> Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
 Fe-56 --> Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60m --> Co-60 --> Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
 Fe-57 --> Fe-58 --> Fe-59 --> Co-59 --> Co-60 --> Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
 Ni-60 --> Ni-61 --> Ni-62 --> Ni-63
 Ni-62 --> Ni-63

б

Рис.7 - Наиболее вероятные пути образования ^{63}Ni в стали 12X18H10T теплового экрана ТРТ при облучении: а) в режиме 1, б) в режиме 2

Таким образом, проведенные расчеты демонстрируют, что, помимо составов конструкционных материалов и примесей в них, эксплуатационные режимы установки ТРТ (длительности импульсов и пауз между ними) также могут оказывать влияние на вероятности образования значимых радионуклидов по тем или иным цепочкам ядерных реакций и радиоактивных распадов.

Заключение

Разработанный комплексный подход, основанный на интеграции моделирования с помощью Монте-Карло кода TDMCC для получения нейтронных полей и кода нуклидной кинетики TRACT-F с графовыми алгоритмами, позволяет проводить детальный анализ и получать полезные для оценки радиационной безопасности данные об образовании значимых радионуклидов в конструкционных материалах перспективных термоядерных установок, в том числе ТРТ.

В данной работе исследованы стали AISI316 и 12X18H10T, облученные в условиях, приближенных к возможному при эксплуатации ТРТ: импульсы длительностью 15 и 100 секунд. С помощью графовых алгоритмов получены наиболее вероятные пути образования значимых на 15 лет выдержки радионуклидов (^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni) и их родительские изотопы из исходных составов сталей. Оценки показали, что выбор эксплуатационного режима (варьирование длительности импульса и пауз между ними) может влиять на то, по каким цепочкам ядерных превращений с большей вероятностью образуется радионуклид.

Как уже было сказано ранее, подбор составов малоактивируемых конструкционных материалов для будущих термоядерных установок – одна из важнейших задач обеспечения их долговременной радиационной безопасности. Разработанный инструментарий может помочь в оптимизации составов материалов при разработке малоактивируемых сталей, где необходимо не только снижать концентрацию основных «проблемных» элементов (Ni, Mo), но и контролировать содержание всех потенциальных примесей (Nb, Co, Cr, Cu и др.). Целевые уровни этих примесей могут быть определены на основе анализа доминирующих путей.

При выборе конструкционных материалов можно учитывать предполагаемые эксплуатационные режимы установок. Для режимов с частыми и короткими импульсами могут потребоваться материалы с иным содержанием примесей и легирующих элементов, чем для режимов с редкими и длинными импульсами, поскольку различные пути образования радионуклидов будут более или менее вероятными. В дальнейшем необходимо будет исследовать, как именно варьирование длительности импульсов и пауз влияет на относительную значимость различных путей образования радионуклидов. Это позволит определить оптимальные эксплуатационные режимы, минимизирующие активацию.

Таким образом, представленная работа является шагом в развитии методологии обеспечения радиационной безопасности термоядерных реакторов и установок.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

ЛИТЕРАТУРА

1. Чернов, В. М. Малоактивируемые конструкционные материалы для термоядерных и ядерных реакторов - проблемы и путь вперед / В. М. Чернов // Новые материалы: Перспективные технологии и методы исследования материалов : Сборник тезисов докладов 22-й Международной школы-конференции имени Б.А. Калина для молодых ученых и специалистов, Новые материалы, 15 октября 2024 года – 17 2014 года. – Новые материалы: Национальный исследовательский ядерный университет "МИФИ", 2024. – С. 23-25. – EDN NALAPN.
2. M. Gorley, G. Aiello, J. Henry, T. Nozawa, G. Pintsuk, M. Rieth, H. Tanigawa, DEMO structural materials qualification and development, Fusion Engineering and Design, Volume 170, 2021, 112513, ISSN 0920-3796, <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2021.112513>
3. Hao Yang, Zongming Shao, Qi Lu, Chuanyu Cui, Long Xu, Guangmeng Yang, Development of reduced-activation and radiation-resistant high-entropy alloys for fusion reactor, International Journal of Refractory Metals and Hard Materials, Volume 121, 2024, 106674, ISSN 0263-4368, <https://doi.org/10.1016/j.ijrmhm.2024.106674>
4. Shunhua Chen, Yazhou Tang, Junsheng Zhang, Xiaokang Yue, Haidong Yang, Huohong Tang, Yucheng Wu, Low activation Ti30V30Cr5Zr5Ta30-XWX refractory high entropy alloys with excellent mechanical properties and phase stability, Intermetallics, Volume 182, 2025, 108780, ISSN 0966-9795, <https://doi.org/10.1016/j.intermet.2025.108780>
5. Седжвик Роберт, Фундаментальные алгоритмы на C++. Алгоритмы на графах: Пер с англ./Роберт Седжвик. – СПб: ООО «ДиасофтЮП», 2002. – 496 с. ISBN – 5-93772-054-7.
6. Dees B. S. et al. Graph theory for metro traffic modelling //2021 international joint conference on neural networks (IJCNN). – IEEE, 2021. – С. 1-5.
7. Hu X. et al. Application of graph theory in liver research: A review //Portal Hypertension & Cirrhosis. – 2024. – Т. 3. – №. 4. – С. 234-248.
8. Eastwood J. W., Morgan J. G. Pathways and uncertainty prediction in Fispect-II //SNA+ MC 2013-Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications+ Monte Carlo. – EDP Sciences, 2014. – С. 02403.
9. Ванев Ю.Е., Катаев Е.В., Сошников В.М., Сипачев И.В. Развитие графического редактора для автоматизированной разработки расчетных моделей объектов и конвертации в форматы программ, основанных на методе Монте-Карло// Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE – 32 с (в печати).
10. Верификация программы TDMCC для решения задач радиационной защиты от заданных источников нейтронного и фотонного излучения / Т. В. Семенова, А. К. Житник, Е. В. Артемьева [и др.] // Супервычисления и математическое моделирование : труды XVII Международной конференции, Саров, 15–19 октября 2018 года. – Саров: Российский Федеральный ядерный центр - Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики, 2019. – С. 490-498. – DOI 10.53403/9785951504418_490. – EDN MHFPVP.
11. Халиков, Р. С. Верификация и валидация кода нуклидной кинетики TRACT-F для оценки радиационных характеристик конструкционных материалов установок УТС / Р. С. Халиков // XXIII научная школа молодых ученых ИБРАЭ РАН : Сборник тезисов, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, 14–15 мая 2024 года. – Москва: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, 2024. – С. 88-89. – EDN MKUNFI.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ РАСЧЕТА И АНАЛИЗА ДАННЫХ ПЕРЕНОСА - НАКОПЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА Н-3 В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СИСТЕМАХ ВОДО-ВОДЯНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

П. П. Суриц, А. А. Болотов, В. Г. Барчуков, А. С. Галузин, О.А. Кочетков,
Н. А. Еремина

ФГБУ ГНЦ РФ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия
эл. почта: abolotov@bk.ru, barchval@yandex.ru, alexserg_n@mail.ru, psurin@fnbcfnba.ru,
kochetkov2oleg@list.ru, eremina-na@mail.ru

В настоящее время обращению с биогенными радионуклидами, такими как Н-3, образующимися при работе реакторных установок (РУ), уделяется особое внимание как в Российской Федерации, так и за рубежом. При эксплуатации водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР/PWR) образуется порядка $4 \cdot 10^{14}$ Бк/(ГВт*год)·Н-3. Специалистами ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России разработана имитационная модель и на ее основе создан методический комплекс по оценке [1,2] накопления и распространения Н-3 в технологических системах ВВЭР, а также воздействия их на персонал и население. Для обеспечения расчета активности Н-3 в технологических средах ВВЭР разработано ПО, основанное на методике [1], - вычислительный модуль под названием «Одуванчик».

Модуль расчета обеспечивает вычисление суммарной и объемной активности во всех технологических элементах ВВЭР включая первый контур, системы спецводоочистки, второй контур, сброс и выброс. ПО реализовано на языке Java для обеспечения кроссплатформенности. Алгоритм ПО вычислительного модуля был построен таким образом, чтобы в точности и без ошибок воссоздать модель, описываемую в методике. Отслеживание состояний параметров реализовано через экземпляры специальных классов. В ПО реализован дополнительный функционал, такой как, детальное хранение всех состояний всех параметров модели в каждой итерации моделируемого периода, соответствующих началу, концу и за весь период каждой итерации расчета. Такой подход дал возможность детального анализа протекания процессов в модели, и отладки самой модели.

Для верификации и валидации ПО на основе исходных данных, приведённых в методиках, проведен расчет активности Н-3 в технологических системах АЭС с ВВЭР. Изменяемые исходные параметры для расчёта задаются в текстовом файле-задании и содержат данные по объемам водообмена в течении 17 месяцев, объемам дебалансных вод и др. Результаты расчета активности Н-3 показывают совпадение с реальными данными, полученными при натурных исследованиях на Балаковской АЭС. Расчет активности Н-3 технологических систем показал, что в технологических системах объемная активность Н-3 будет превышать критерий отнесения к РАО, тем самым ограничивая вывод дебалансных тритиевых сред в окружающую среду.

Разработанное ПО расчета активности Н-3 в технологических контурах ВВЭР увеличивает научно-практическую значимость методики, позволяет существенно ускорить получение оценки показателей для поддержки как проектных, так и эксплуатационных решений. Использование подходов объектно-ориентированного программирования и языка программирования Java допускает реализацию ПО для различных платформ (в т.ч. Windows, Astra Linux).

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

ЛИТЕРАТУРА

1. МТ 1.1.4.02.1617-2019 «Оценка накопления и распространения трития и радиоуглерода в технологических схемах атомных станций. Методика»
2. МТ 1.1.4.02.999.1618-2019 «Оценка дозовой нагрузки от трития и радиоуглерода для персонала и населения. Методика»

«ТРИАС-ВВЭР» – ПРОГРАММА ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ПО УЧЁТУ ТРИТИЯ ПРИ ОБОСНОВАНИИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С ВВЭР

В. А. Грачев, А. Б. Сазонов, О. С. Быстрова

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

эл. почта: Grachev_VA@nrcki.ru

Тритий (^3H , или Т) занимает важное место в вопросах обеспечения радиационной безопасности, так как он, будучи изотопом водорода, является глобальным радионуклидом [1]. В соответствии с НП-001-15 [2], обоснование безопасности ОИАЭ и, в частности, обоснование радиационной безопасности АЭС с ВВЭР должно проводиться с использованием аттестованных программных средств (ПС). Это касается и задач, связанных с поведением трития на АЭС, которым в последнее десятилетие уделяется все больше внимания. В настоящее время в РФ для реакторов ВВЭР отсутствуют аттестованные программные средства, способные решать задачи по оценкам распределения трития в пространстве первого контура и вспомогательных систем энергоблока, а также его удаления за пределы герметичной оболочки за счет выброса и сброса [3]. В качестве альтернативы аттестованным программным средствам используются расчетные методики [4 – 7], предсказывающие разумные результаты.

Развитие расчетной методики, представленной в публикациях [5 – 10], начинается с 2019 года. К настоящему моменту расчетный алгоритм был верифицирован с использованием лабораторных данных АЭС и реализован в виде ПС для ЭВМ «ТРИАС-ВВЭР», которое было зарегистрировано в реестре ФИПС [11]. В настоящий момент инициирована процедура получения аттестационного паспорта ПС. Разработанное ПС предназначено для расчетного моделирования образования и распределения трития в теплоносителе первого контура и вспомогательных системах РУ, а также для расчета количества трития, удаляемого с жидкими сбросами и газовыми выбросами на атомных электростанциях с реакторами с водой под давлением. Результаты расчетов являются исходными данными для определения дозовых нагрузок на персонал АЭС, население, а также прилегающую к АЭС территорию и окружающую среду. В совокупности такие материалы используются для обоснования радиационной безопасности действующих и проектируемых АЭС с ВВЭР.

ПС «ТРИАС-ВВЭР» обладает определенной гибкостью расчетного алгоритма, что позволяет решать следующие прикладные задачи.

I. Описание поведения трития в системах первого контура.

II. Оценка поведения трития вне тритийсодержащего контура.

Использование ПС «ТРИАС-ВВЭР» для решения задач I и II группы подробно освещено в [7]. В [7] представлены результаты верификации с использованием данных лабораторного контроля АЭС с ВВЭР-1000 (задачи I группы), а также сравнение

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

результатов расчетов активности трития в брызгальном бассейне АЭС и в выбросе за счет испарения среды брызгального бассейна (задачи II группы) с данными экспериментального измерения. При подготовке верификационного отчета использовались также данные АЭС с ВВЭР-1200. Таким образом, общая выборка экспериментальных точек с ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200, использовавшаяся для верификации ПС «ТРИАС-ВВЭР», составила более 3000 штук. В табл. 1 представлены диапазоны активности трития в средах различных систем РУ, связанных с первым контуром, для АЭС с ВВЭР-1200 (серия *a* и *б*).

Таблица 1 - Удельная активность трития (МБк/кг) в различных системах АЭС с ВВЭР-1200

Среда	Общее число точек для ВВЭР-1200	Данные измерений на АЭС с ВВЭР-1200	Результаты расчетов для ВВЭР-1200 *
Теплоноситель первого контура	19	от 6,1 до 12,0	от 6,7 до 62,9 (<i>a</i>) от 5,8 до 61,5 (<i>б</i>)
Дистиллят СВО-3	1115	от $2 \cdot 10^{-3}$ до 16,6	от 2,6 до 12,9 (<i>a</i>) от 0,4 до 3,1 (<i>б</i>)
Дистиллят СВО-6	721	от $9 \cdot 10^{-5}$ до 11,5	от 7,8 до 20,6 (<i>a</i>) от 6,7 до 17,8 (<i>б</i>)
* (<i>a</i>) и (<i>б</i>) – есть тоже, что в [7] для проектных параметров РУ с ВВЭР-1200 и значений Q равных 0,485 т/ч (<i>a</i>) и 2 т/ч (<i>б</i>).			

III. Оценка эффективности установок разделения изотопов для извлечения трития.

Вторая группа задач отражает подходы к обращению с тритийсодержащим дистиллятом, реализуемые на действующих АЭС с ВВЭР [7], то есть в отсутствие специальных установок разделения изотопов, призванных извлекать тритий из пространства первого контура. Основные сложности при внедрении подобного рода установок заключаются в больших объемах разделительного оборудования и высоких энергозатратах (ректификация воды) или необходимости использовать в процессе разделения опасные газы (СЕСЕ, LPCE или GS процессы) [12].

Оценка экономической эффективности любой из возможных технологий разделения невозможна без демонстрации эффективности данной технологии по отношению к тритию в первом контуре РУ. ПС «ТРИАС-ВВЭР» позволяет учесть работу установки, извлекающей тритий. На рис. 1 представлены результаты активности трития в теплоносителе первого контура, аналогичные [7] (при $L = 0,15$ т/ч), а также с условием, что часть теплоносителя подлежит непрерывной подаче на установку извлечения. В табл. 2 представлены результаты по эффективности выведения трития из первого контура за счет очистки различных технологических сред с различной производительностью и принятым коэффициентом очистки $K_{оч} = 100$. Данные параметры, за исключением производительности 1000 л/ч и более, являются вполне характерными для промышленных установок разделения изотопов [12].

На рис. 1 не представлены результаты по извлечению трития из остальных технологических сред (табл. 2), так как, даже несмотря на удаление более 20% образовавшегося трития в случае очистки дистиллята СВО-3, заметного снижения активности трития в теплоносителе не наблюдается (расчетные линии практически совпадают с линией 1 рис. 1). Таким образом, тритий рационально улавливать, выделять и

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

концентрировать непосредственно в месте его образования, то есть в теплоносителе. Меньшая емкость других технологических сред по тритию фактически ограничивает наблюдаемую эффективность извлечения. Тестовые расчеты показали, что увеличение $K_{оч}$ до значения 10^3 уже не оказывает существенного влияния на результат, тогда как изменение производительности в большую или меньшую сторону влияет на эффективность извлечения наиболее существенно. Основным же параметром, определяющим целесообразность извлечения трития из теплоносителя, является производительность установки разделения.

IV. Оценка поведения трития применительно к перспективным проектам ВВЭР.

Внедрение установок разделения изотопов приведет к снижению содержания трития в пространстве первого контура без изменения того количества, которое образуется за цикл работы на мощности. Данное значение составляет порядка 30 и 50 ТБк в 12- и 18-месячном топливном цикле соответственно. Основным источником образования трития на ВВЭР большой мощности является активация ^{10}B в составе борной кислоты, концентрация которой составляет в течение цикла работы в среднем около 4 г/кг. В случае реализации топливных циклов без использования ^{10}B генерация трития естественным образом окажется ниже. Такие топливные циклы разрабатываются в настоящий момент в рамках проекта ВВЭР-С средней мощности.

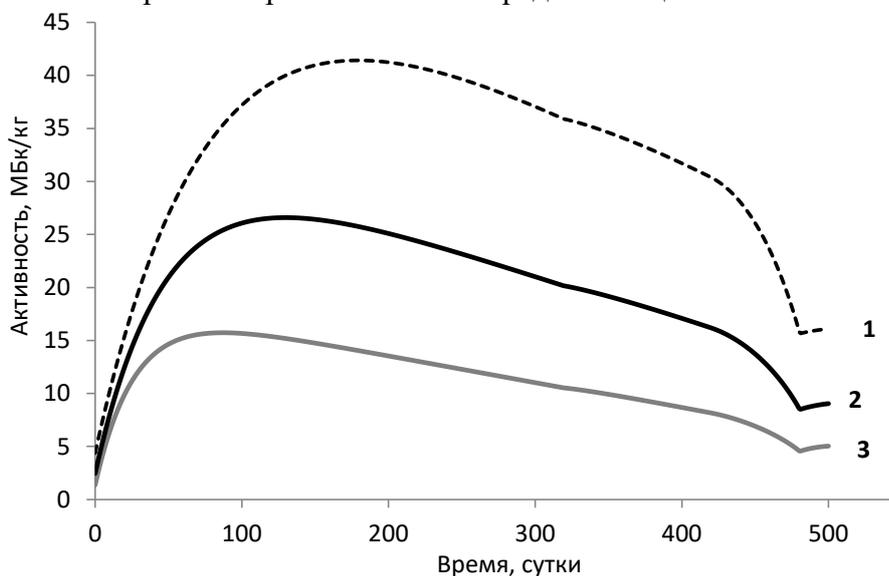


Рис. 1 – Активность трития в теплоносителе первого контура. 1 – без извлечения ^3H [7]; 2 – извлечение ^3H с расходом 100 л/ч; 3 – извлечение ^3H с расходом 300 л/ч

Таблица 2 - Оценка извлечения трития из различных сред первого контура

Линия очистки	Производительность установки, л/ч	Извлечение трития		Сброс трития, ТБк
		ТБк	Доля от образовавшегося, %	
Без извлечения	0	0	0	56,0
Баки борного концентрата	100	0,7	1,1	55,4
Баки дистиллята СВО-6	100	1,3	2,1	54,7
	300	1,8	2,9	54,3
Баки дистиллята СВО-3	100	5,0	8,2	51,0
	300	12,8	20,8	43,3

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Линия очистки	Производительность	Извлечение трития		Сброс
Теплоноситель первого контура	100	22,9	37,3	34,5
	300	38,7	63,0	19,5
	1000	51,0	83,1	7,7
	10000 *	58,2	94,8	0,9

* Активность дистиллята СВО-3 <math> < 10^5 </math> Бк/кг в течение всего цикла работы на мощности [13].

Одним из параметров ПС «ТРИАС-ВВЭР» является функция изменения концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура. Пример такой функций представлен в [7]. Возможности программы позволяют описать практически любой вид зависимости концентрации борной кислоты, включая ее полное отсутствие, в течение цикла работы на мощности. На рис. 2 представлены активность трития в теплоносителе первого контура и значение сброса трития для проекта ВВЭР-С средней мощности для топливного цикла без использования борной кислоты на мощности. Рис. 2 показывает, что в отсутствие борной кислоты зависимость активности трития от времени монотонно растет, отражая постепенное накопление трития в топливе и его пропорциональный выход в теплоноситель.

Сравнивая результаты, представленные на рис. 2, с результатами, показанными на рис. 1 (линия 1), можно заметить, что при отказе от использования борной кислоты при работе на мощности будет иметь место снижение общего уровня активности трития в первом контуре примерно в 4 раза. При этом снижение активности трития в сбросах оказывается сопоставимым или даже превосходящим эффект, достигаемый за счет очистки теплоносителя (табл. 2).

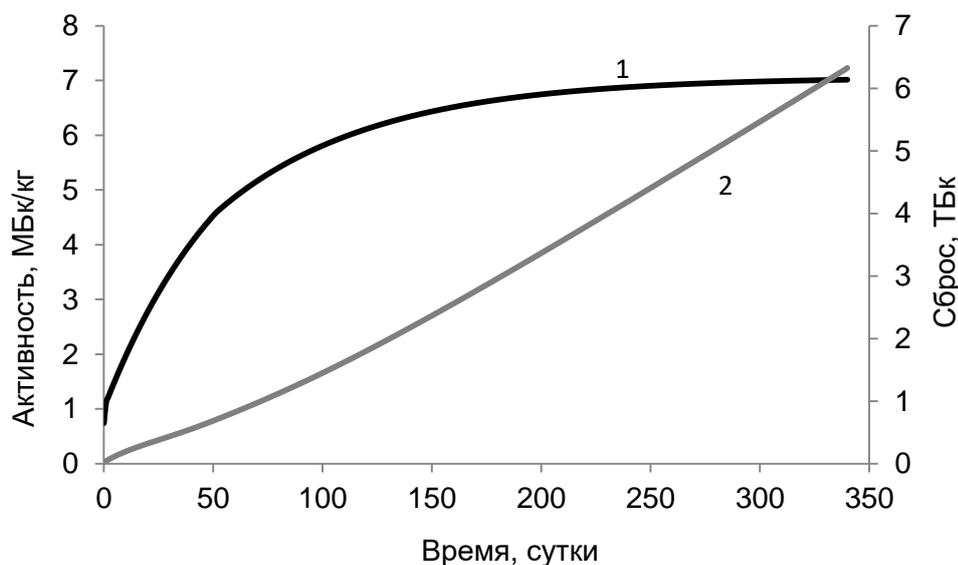


Рис. 2 – Активность трития в теплоносителе первого контура (1) и сброс трития (2) при работе без борной кислоты

V. Оценка выхода трития за счет проницаемости топливных оболочек.

Снижение генерации трития за счет активации ^{10}B , рассматривавшееся в рамках задач IV группы, не исключает его генерацию в топливе за счет тройного деления. Более

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

того, в случае реализации длительных топливных циклов или, как отмечалось в [8], при использовании других типов топлива, в том числе с оболочкой из материала, отличного от циркониевого сплава, вклад топлива в поступление трития в первый контур может оказаться определяющим.

Имеющиеся представления о процессе диффузии водорода через сплавы показывают, что поступление трития в теплоноситель за счет его диффузии через циркониевые оболочки составляет от 0,1 до 1% от общего количества, образующегося в топливе за цикл работы на мощности [14, 15]. В то же время сплавы на основе хрома и никеля, а также аустенитные стали оказываются «прозрачными» для трития [16].

ПС «ТРИАС-ВВЭР» включает в себя опцию проведения оценки проницаемости трития через оболочки твэлов. Основные параметры модели проницаемости обсуждались в [5, 6, 8]. В табл. 3 представлены результаты расчетов доли трития, выходящего в теплоноситель, от его общего количества, образовавшегося в топливе и соответствующие значения сброса трития, а на рис. 3 – значения активности теплоносителя при использовании в качестве оболочек твэлов сплавов Э110 и 42ХНМ.

Можно видеть, что расчетная оценка показывает практически полную прозрачность 42ХНМ по отношению к тритию, что отражается как на общем уровне его активности в первом контуре, так и на значении фактического сброса трития. К сожалению, авторы настоящей работы не располагают таким количеством экспериментальных данных, анализ которых позволил бы однозначно сравнить эффект проницаемости по тритию для сплавов на основе циркония и на основе других металлов для условий первого контура ВВЭР. На необходимость таких исследований напрямую указывают авторы [17] в контексте внедрения технологии толерантного топлива на АЭС с ВВЭР. Тем не менее, качественные оценки и имеющиеся немногочисленные данные [15, 16] указывают на достоверность выполняемых оценок проницаемости трития для циркониевых и хромоникелевых сплавов.

Таблица 3 - Выход трития, образовавшегося в топливе, в теплоноситель

Материал оболочки твэла	Выход из топливных таблеток под оболочку *, %	Выход в теплоноситель *, %	Сброс трития, ТБк
Э110	51,2	2,6	56,0
42ХНМ		51,1	402,2

* Среднее значение между кассетами 1, 2 и 3 цикла эксплуатации [15].

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

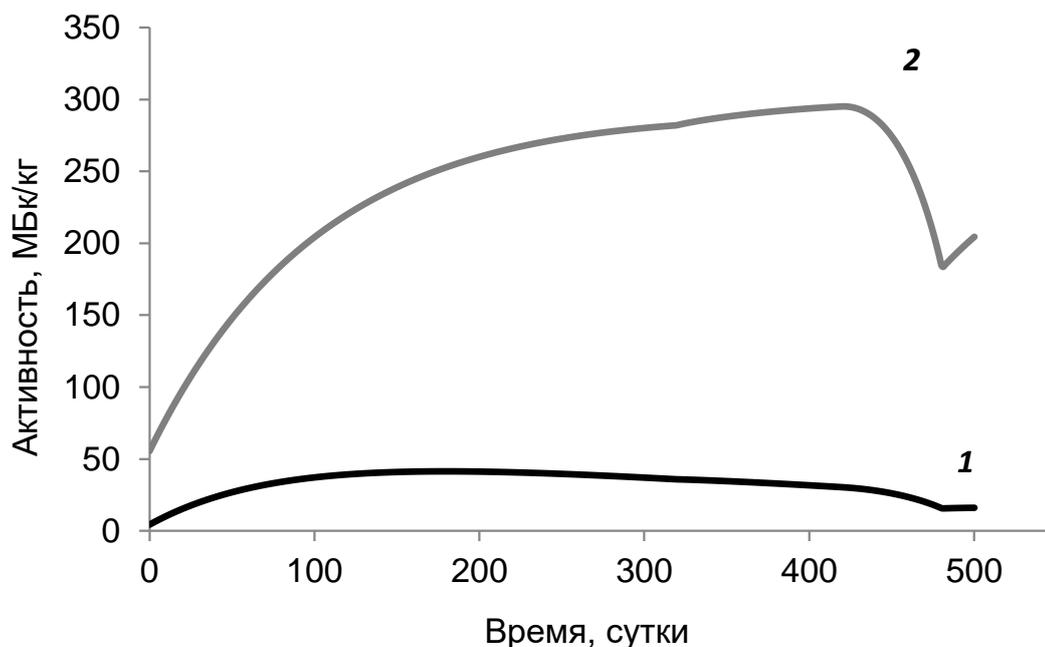


Рис. 3 – Активность трития в теплоносителе первого контура при использовании различных материалов топливных оболочек: 1 – Э110, 2 – 42ХНМ

Таким образом, ПС «ТРИАС-ВВЭР» пригоден для решения следующих групп задач (в том числе применительно к топливным оболочкам, отличным от циркониевых):

- долгосрочное прогнозирование поведения трития в пространстве первого контура РУ с ВВЭР;
- обоснование значений сбросов трития с дебалансными водами АЭС и его выбросов от таких источников, как брызгальный бассейн, испарительная градирня и т.п.;
- подготовка исходных данных для расчета значений доз как от различных узлов РУ, так и от источников вне тритиевого контура;
- оптимизация схемы обращения с тритийсодержащими водами на АЭС;
- оценка необходимой производительности установок по разделению изотопов водорода для использования их с целью уменьшения выхода трития в окружающую среду.

ЛИТЕРАТУРА

1. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной электростанции с реактором типа ВВЭР. НП-006-16. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. Москва, 2017 г.
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. НП-001-15. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. Москва, 2015 г.
3. <https://www.secnrs.ru/expertise/software-review/>. Дата обращения: 01.09.2025.
4. Кочетков О. А., Анпилогова И. Н., Барчуков В. Г., Сурин П. П. и др. Имитационная модель как возможность описания процесса переноса и накопления нуклидов – Ядерная и радиационная безопасность, 2022, №3 (105), с. 15–27.
5. Грачев В.А., Сазонов А.Б., Быстрова О.С. и др. Образование и распределение трития в первом контуре ВВЭР: математическое моделирование. – Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'19 JUNIOR. Сборник докладов Тринадцатой Международной школы молодых ученых и специалистов им. А. А.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Курдюмова / Под ред. д-ра техн. наук А. А. Юхимчука. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2020. – 404 с.

6. Грачев В.А., Сазонов А.Б., Быстрова О.С. и др. Образование и распределение трития в первом контуре ВВЭР: математическое моделирование – Известия высших учебных заведений. Физика, 2021, т. 64, № S2-2, с. 20-26.

7. Грачев В.А., Сазонов А.Б., Быстрова О.С. Распределение трития между первым контуром и связанными системами энергоблока АЭС с реактором ВВЭР. – Атомная энергия, 2024, т. 137, вып. 1 – 2, с. 44 – 51.

8. Грачев В.А., Сазонов А.Б., Быстрова О.С. Вклад топлива ВВЭР в накопление Н-3 в теплоносителе первого контура. – Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях. Материалы XI Российской научной конференции. Москва, 26-29 октября 2021 г. – Сборник трудов, т. 3, с. 200-208

9. Грачев В.А., Сазонов А.Б., Быстрова О.С. Распределение трития в первом контуре ВВЭР // XVI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров»: Тезисы докладов. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2023 – с. 72.

10. Грачев В.А., Сазонов А.Б., Быстрова О.С., Фролова А.В. Программное средство «ТРИАС-ВВЭР» для решения задач по учёту трития при обосновании радиационной безопасности АЭС с ВВЭР // Международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2024), Москва, 18 – 19 сентября, 2024, тезисы докладов – с. 100 – 101.

11. Программа «ТРИАС-ВВЭР». Свидетельство о регистрации № 2024669935 от 22.08.2024.

12. Андреев Б.М., Магомедбеков Э.П., Райтман А.А. и др. Разделение изотопов биогенных элементов в двухфазных системах. Под ред. д.х.н., проф. Андреева Б.М. – М.: ИздАТ, 2003. – 376 с.

13. СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010)».

14. Ю.А. Егоров. Основы радиационной безопасности атомных электростанций. – Энергоиздат, 1982. – 272 с.

15. K.H. Neeb. The Radiochemistry of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors. – Berlin - New York.: Walter de Gruyter, 1997. – 725 p.

16. Голубева А.В., Хвостов Р.П. Исследование водородопроницаемости хромникелевого сплава 42ХНМ – Курчатовская междисциплинарная молодежная научная школа, Москва, 20 – 23 марта 2023, Сборник аннотаций, с. 338.

17. Кулешова Е.А., Гурович Б.А., Федотова С.В. и др. Радиационно-индуцированная деградация структуры конструкционных материалов водо-водяных реакторов. – М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2022. – 460 с.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

ВАЛИДАЦИЯ РАСЧЕТНОГО КОДА ODETTA-F НА ЭКСПЕРИМЕНТЕ С МАКЕТОМ МОДУЛЯ ВОСПРОИЗВОДСТВА ТРИТИЯ (NEA-1553/71)

И. А. Игнатьев, В. П. Березнев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: ignatev@ibrae.ac.ru

ВВЕДЕНИЕ

Для обоснования радиационной безопасности установок управляемого термоядерного синтеза (УТС) необходимо проведение расчетных оценок нейтронно-физических характеристик (НФХ) и дозовых нагрузок. Программы, используемые для данных расчетов, должны быть валидированы и верифицированы. На текущий момент в России нет аттестованных кодов для проведения подобных расчетов применительно к установкам УТС.

В настоящее время в ИБРАЭ РАН проводится верификация и валидация кода ODETTA-F, основанного на методе дискретных ординат и методе конечных элементов на неструктурированных тетраэдральных сетках [1]. Данный код предполагается использовать для моделирования переноса нейтронного и фотонного излучений в защитных композициях установок управляемого термоядерного синтеза и гибридных систем.

В рамках данной работы проведено расчетное моделирование эксперимента из базы данных SINBAD [2] (Fusion Neutronics Shielding) по прохождению нейтронного излучения через макет модуля воспроизводства трития (NEA-1553/71) с целью валидации кода ODETTA-F.

КРАТКАЯ ИНФОРМАЦИЯ О КОДЕ ODETTA-F

В качестве базовой версии кода ODETTA-F используется код ODETTA, разработанный в ИБРАЭ РАН при реализации проекта «Коды Нового Поколения» проектного направления «Прорыв». Код ODETTA аттестован в Ростехнадзоре применительно к РУ БР [3].

Для моделирования переноса нейтронного и фотонного излучений в коде ODETTA-F реализовано численное решение уравнения переноса в многогрупповом энергетическом приближении с использованием метода дискретных ординат и линейного разрывного метода конечных элементов на неструктурированных тетраэдральных сетках. Возможно задание нулевых (вакуумных), зеркальных, периодических и альбедных граничных условий.

Создание САД-модели и построение расчетной сетки выполняется в открытой системе Salome [4], а также в системе Geom3D, разрабатываемой в ИБРАЭ РАН.

Групповые макроскопические константы в формате ANISN подготавливаются с помощью кода CONSYST-RF [5] с библиотекой оцененных ядерных данных БНАБ-РФ.

Постпроцессинг реализуется с помощью разработанной в ИБРАЭ РАН программы SmartViewer [6], также возможно использование любой другой программы, поддерживающей VTK-формат (например, VisIt [7]).

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ СБОРКИ

Эксперимент [2] проводился на нейтронном генераторе в научном центре Фраскати (FNG ENEA/TUD) в рамках Европейского соглашения о развитии термоядерного синтеза

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

(EFDA), целью которого было измерение скоростей реакций с помощью активационных фольг и активности трития в таблетках из карбоната лития (Li_2CO_3).

Экспериментальная сборка располагалась на расстоянии 5,3 см от титан-тритиевой мишени, а центр мишени был смещен на 0,3 см от оси сборки. На рисунке 1 приведена схема эксперимента.

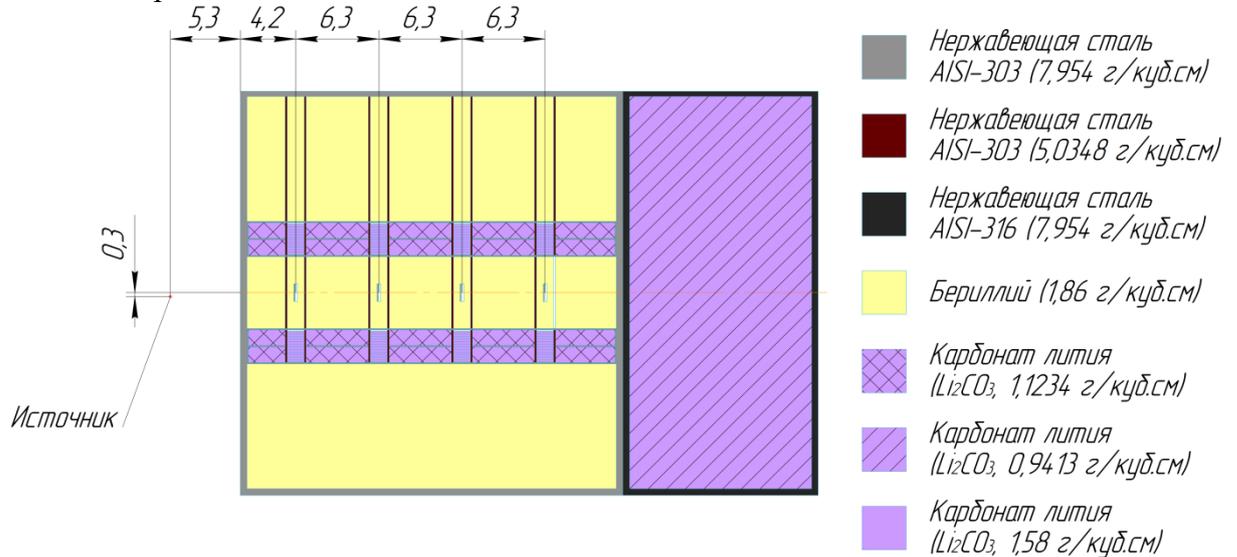


Рис. 1 – Схема эксперимента

Экспериментальная сборка состояла из двух крупных контейнеров различного наполнения. На рисунках 2-3 представлена схема экспериментальной сборки.

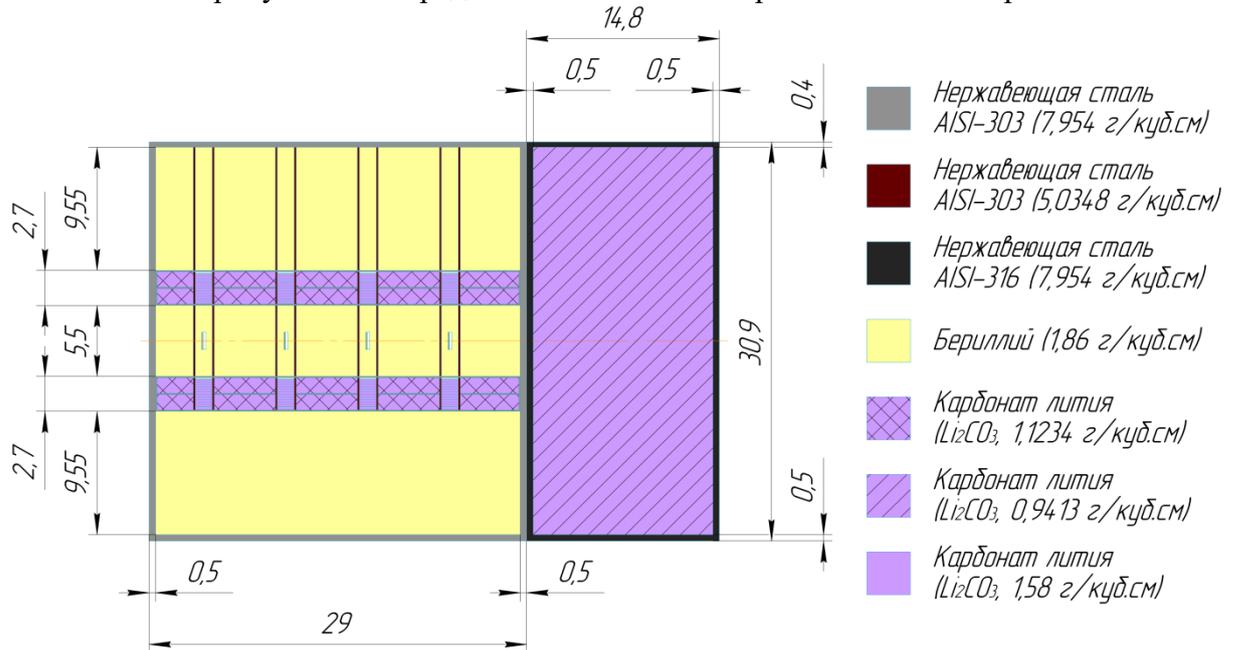


Рис. 2 – Схема экспериментальной сборки

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

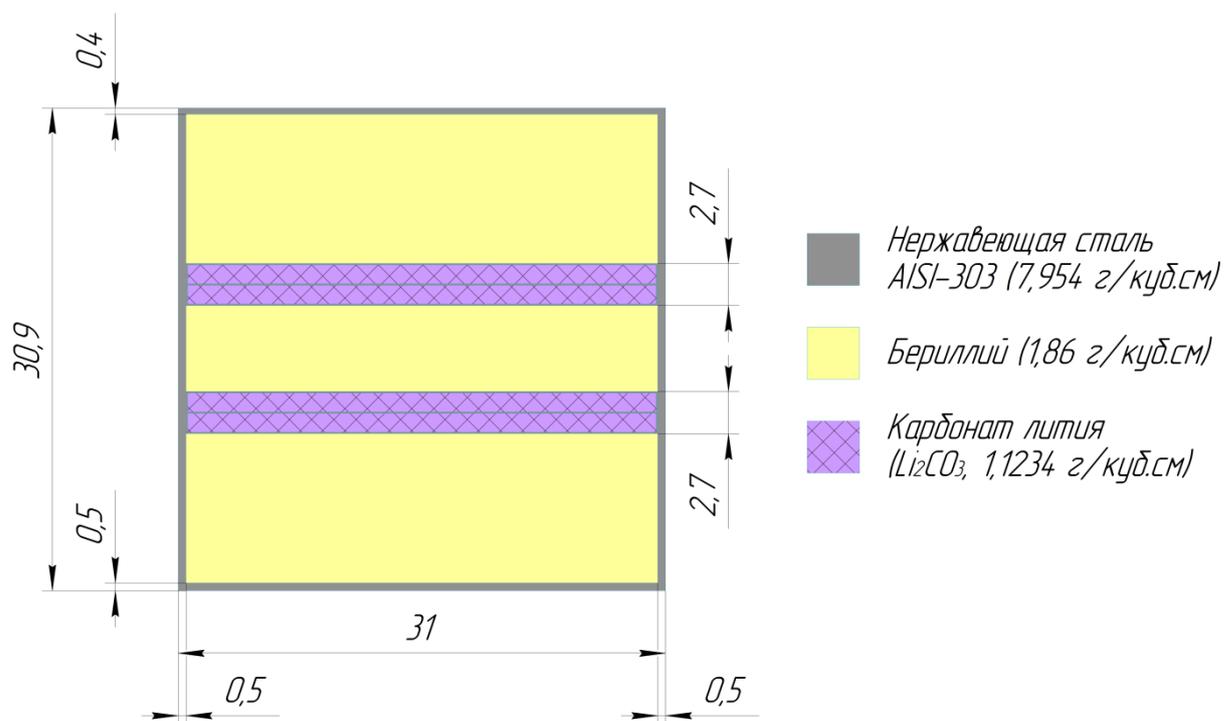


Рис. 3 – Поперечное сечение контейнера с бериллием

Первый контейнер из нержавеющей стали (AISI-303) размером 31,0×29,0×30,9 см³ был заполнен металлическим бериллием плотностью 1,85 г/см³ и содержал два равноудаленных от центра слоя карбоната лития плотностью 1,123 г/см³. На рисунке 4 представлен участок слоев карбоната лития в бериллиевом контейнере.

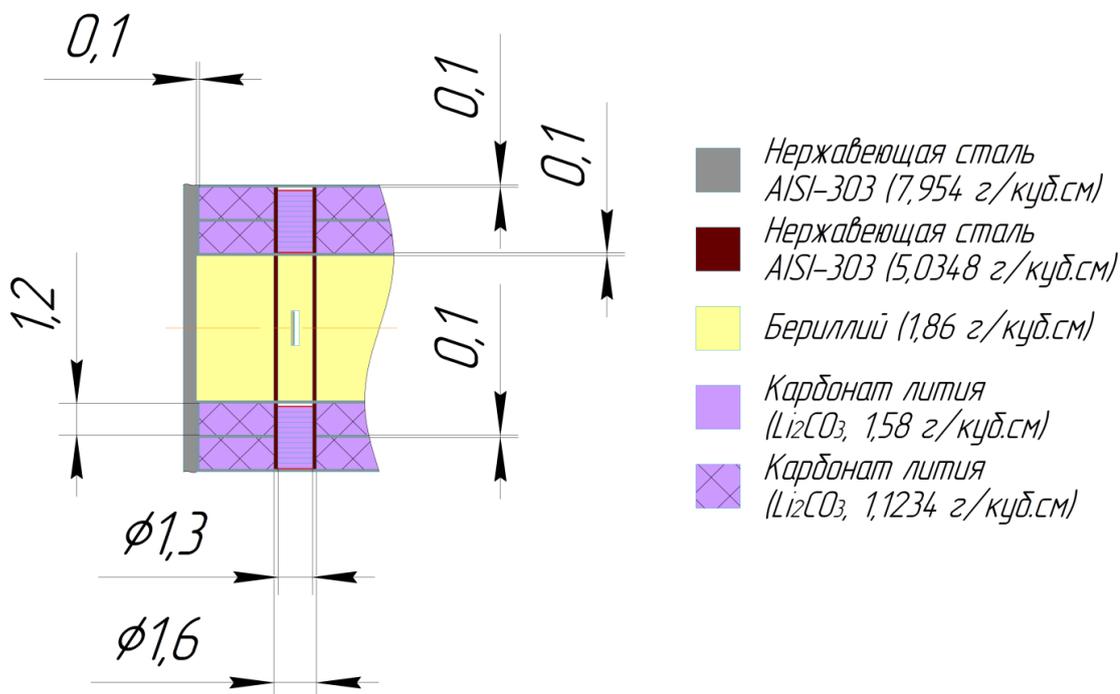


Рис. 4 – Слои карбоната лития (Li_2CO_3) в контейнере с бериллием

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Также в контейнере были выполнены измерительные каналы, в которых на уровне этих слоев располагались таблетки из карбоната лития плотностью $1,58 \text{ г/см}^3$ для определения скорости образования трития, а вдоль оси сборки располагались активационные фольги для измерения скоростей реакций. На рисунках 5-6 представлена схема расположения таблеток лития и активационных фольг соответственно.

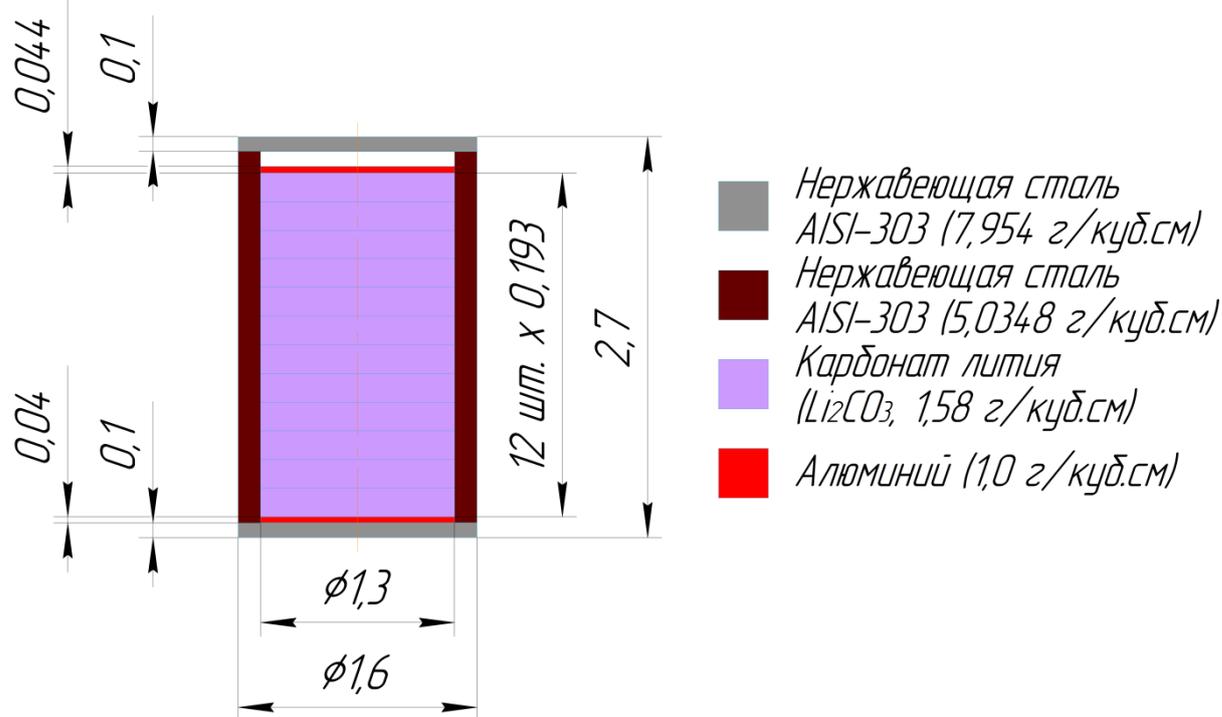


Рис. 5 – Блок с таблетками карбоната лития (Li_2CO_3)

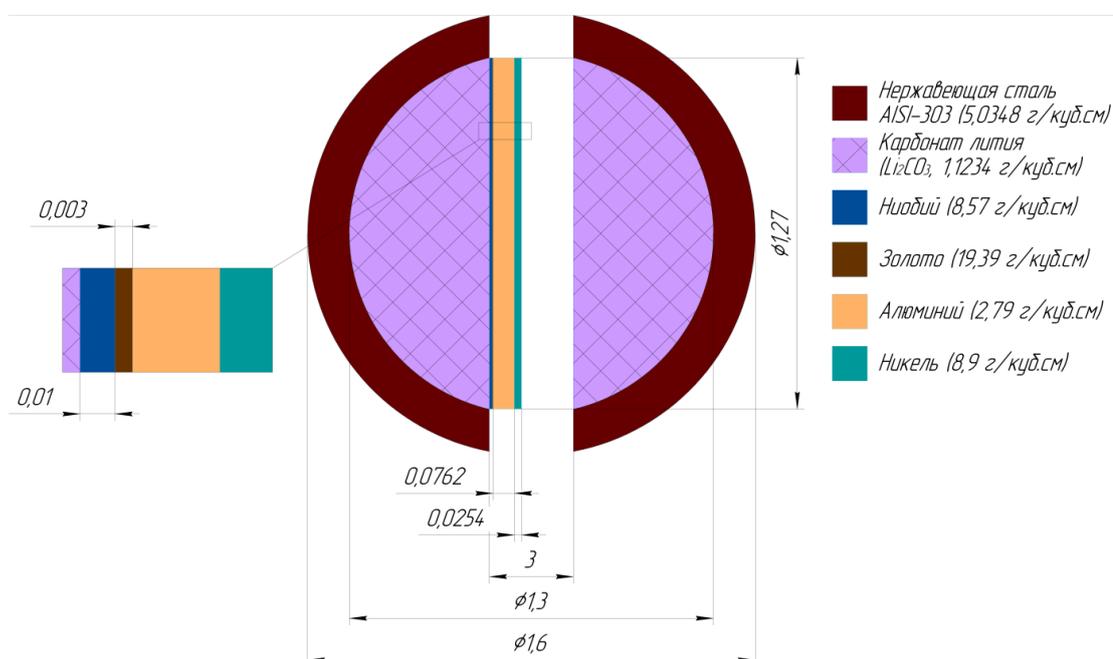


Рис. 6 – Расположение активационных фольг

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Второй контейнер из нержавеющей стали (AISI-316) размером 31,0×14,8×30,9 см³ был заполнен только карбонатом лития.

ПАРАМЕТРЫ РАСЧЕТА И ЕГО РЕЗУЛЬТАТЫ

Основные характеристики расчетной сетки:

- количество узлов 198 972;
- количество ячеек 1 199 344;
- средняя длина ребра ячейки 0,26 см;
- средний объем ячейки 0,02 см³.
- Параметры расчетов по коду ODETTA-F:
- 299-групповое энергетическое приближение для нейтронного излучения;
- P₅ приближение сечения рассеяния;
- S₁₈ приближение метода дискретных ординат.

Энергетический спектр нейтронов источника, образующихся в результате реакции T(d,n)⁴He, в описании эксперимента приводится только для интервала от ~13 МэВ до ~15 МэВ с учетом зависимости интенсивности источника по угловым направлениям. В коде ODETTA-F источник задавался изотропным, распределённым по двум энергетическим группам с энергией от 13,98 МэВ до 15,02 МэВ (5-я энергетическая группа) и от 15,02 МэВ до 16,13 МэВ (4-я энергетическая группа) с соотношением мощности источника 82,2 % и 17,8 % соответственно. Данное энергетическое распределение соответствует нейтронам, вылетающим сонаправленно движению пучка дейтронов (cos Θ = 1).

В таблице 1 приведено сравнение измеренных в эксперименте и рассчитанных по коду ODETTA-F скоростей реакций.

Таблица 1 – Сравнение скоростей реакций *OO – относительное отклонение от эксперимента

Скорость реакции ²⁷ Al (n,α) ²⁴ Na, (10 ⁻²⁴ реакций/с)/нейтр.ист.				
Позиция	Эксперимент		ODETTA-F	
	Значение	Погрешность, %	Значение	OO, %
1	8,42E-05	4,2	8,65E-05	2,7
2	2,20E-05	4,2	2,16E-05	-1,7
3	7,48E-06	4,3	7,05E-06	-5,8
4	2,88E-06	4,3	2,64E-06	-8,5
Скорость реакции ⁵⁸ Ni (n,p) ⁵⁸ Co, (10 ⁻²⁴ реакций/с)/нейтр.ист.				
Позиция	Эксперимент		ODETTA-F	
	Значение	Погрешность, %	Значение	OO, %
1	3,50E-04	4,2	3,53E-04	0,9
2	1,18E-04	4,5	1,18E-04	-0,2
3	4,98E-05	4,5	4,69E-05	-5,9
4	2,05E-05	4,7	2,02E-05	-1,2
Скорость реакции ⁹³ Nb (n,2n) ^{92m} Nb, (10 ⁻²⁴ реакций/с)/нейтр.ист.				
Позиция	Эксперимент		ODETTA-F	

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

	Значение	Погрешность, %	Значение	ОО, %
0 (перед сборкой)	1,29E-03	4,1	1,27E-03	-1,6
1	3,37E-04	4,3	3,29E-04	-2,4
2	8,30E-05	4,3	7,56E-05	-9,0
3	2,60E-05	4,3	2,30E-05	-11,4
4	9,04E-06	4,5	8,12E-06	-10,2
Скорость реакции $^{197}\text{Au} (n,\gamma) ^{198}\text{Au}$, ($10^{-24}$ реакций/с)/нейтр.ист.				
Позиция	Эксперимент		ODETTA-F	
	Значение	Погрешность, %	Значение	ОО, %
1	1,23E-02	4,2	1,31E-02	6,4
2	1,82E-02	4,2	1,90E-02	4,6
3	1,52E-02	4,2	1,63E-02	7,4
4	9,02E-03	4,2	1,00E-02	11,3

Из таблицы 1 следует, что расчетные значения скоростей реакций, полученные по коду ODETTA, согласуются с экспериментальными значениями в следующих диапазонах:

- [-9 %, 3 %] для реакции $^{27}\text{Al} (n,\alpha) ^{24}\text{Na}$;
- [-6 %, 1 %] для реакции $^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$;
- [-12 %, -1 %] для реакции $^{93}\text{Nb} (n,2n) ^{92m}\text{Nb}$;
- [4 %, 12 %] для реакции $^{197}\text{Au} (n,\gamma) ^{198}\text{Au}$.

В эксперименте определялись скорости реакций $^6\text{Li} (n,\alpha) \text{T}$ и $^7\text{Li} (n, n'\alpha) \text{T}$, с помощью которых по формуле 1, которая представлена ниже, рассчитывалась активность трития:

$$A = \frac{n_{\text{tot}} \times (v(^6\text{Li}) \times N_{\text{я}}(^6\text{Li}) + v(^7\text{Li}) \times N_{\text{я}}(^7\text{Li})) \times \lambda}{\rho}, \quad (1)$$

где

- A – удельная активность трития, Бк/г;
- n_{tot} – суммарный выход нейтронов в течение облучения, $5,834 \cdot 10^{15}$ нейтронов;
- $v(^6\text{Li})$, $v(^7\text{Li})$ – скорости реакций $^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ и $^7\text{Li}(n,n'\alpha)\text{T}$ соответственно, реакций/с;
- $N_{\text{я}}(^6\text{Li})$, $N_{\text{я}}(^7\text{Li})$ – ядерные концентрации ^6Li и ^7Li соответственно, см^{-3} ;
- λ – постоянная распада трития, $1,78 \cdot 10^{-9} \text{ с}^{-1}$;
- ρ – плотность таблетки карбоната лития, $1,58 \text{ г/см}^3$.

В таблице 2 приведено сравнение измеренной в эксперименте и рассчитанной по коду ODETTA-F удельной активности трития (нумерация таблеток карбоната лития от центра экспериментальной сборки к периферии).

*Таблица 2 – Сравнение удельной активности трития *ОО – относительное отклонение от эксперимента*

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Ряд 1			
Номер таблетки	Эксперимент	ОДЕТТА-Ф	
	Удельная активность, Бк/г	Удельная активность, Бк/г	ОО, %
1	162,94	142,31	-12,7
2	147,71	128,89	-12,7
3	147,76	122,47	-17,1
4	137,27	119,04	-13,3
5	141,37	117,37	-17,0
6	140,96	116,62	-17,3
7	139,09	117,33	-15,6
8	140,49	119,44	-15,0
9	143,56	122,72	-14,5
10	147,93	128,78	-12,9
11	160,48	139,95	-12,8
12	180,59	164,42	-9,0
Ряд 2			
Номер таблетки	Эксперимент	ОДЕТТА-Ф	
	Удельная активность, Бк/г	Удельная активность, Бк/г	ОО, %
1	162,04	167,20	3,2
2	147,56	146,93	-0,4
3	139,93	137,10	-2,0
4	133,90	131,79	-1,6
5	131,86	129,29	-1,9
6	130,83	128,23	-2,0
7	131,93	129,59	-1,8
8	146,60	133,58	-8,9
9	141,91	139,84	-1,5
10	153,28	150,57	-1,8
11	171,07	169,60	-0,9
12	202,21	210,17	3,9
Ряд 3			
Номер таблетки	Эксперимент	ОДЕТТА-Ф	
	Удельная активность, Бк/г	Удельная активность, Бк/г	ОО, %
1	134,85	141,55	5,0
2	119,46	122,74	2,7
3	111,44	113,75	2,1
4	106,79	108,97	2,0
5	113,70	106,72	-6,1
6	104,82	105,82	1,0
7	106,48	107,04	0,5

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

8	110,21	110,60	0,3
9	113,51	116,23	2,4
Ряд 3			
Номер таблетки	Эксперимент	ОДЕТТА-F	
	Удельная активность, Бк/г	Удельная активность, Бк/г	ОО, %
10	128,35	125,99	-1,8
11	138,15	143,51	3,9
12	166,77	181,24	8,7
Ряд 4			
Номер таблетки	Эксперимент	ОДЕТТА-F	
	Удельная активность, Бк/г	Удельная активность, Бк/г	ОО, %
1	82,24	87,24	6,1
2	74,07	75,23	1,6
3	74,10	69,52	-6,2
4	66,36	66,43	0,1
5	65,30	64,97	-0,5
6	65,58	64,41	-1,8
7	65,65	65,12	-0,8
8	68,17	67,22	-1,4
9	70,55	70,64	0,1
10	75,99	76,60	0,8
11	86,27	87,34	1,2
12	102,9	110,68	7,6

Как можно видеть, результаты эксперимента и расчета согласуются между собой – максимальное отклонение от эксперимента составляет -17,3 % для удельной активности трития в таблетке первого ряда, что может быть связано с использованием упрощенного источника нейтронного излучения относительно реально используемого в эксперименте.

Материалы получены в результате выполнения Государственного задания № 075-00330-24-01 по теме: «Развитие законодательной и нормативной базы в области использования атомной энергии, включая новые типы ядерных установок, термоядерные и гибридные системы».

ЛИТЕРАТУРА

1. New neutronic calculation codes based on discrete ordinates method using methods of finite differences and finite elements / Bereznev V.P., Belousov V.I., Grushin N.A., et al. // Proc. of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17). Programme and Papers. – 2017. – 10 p. - IAEA-CN245-195.

2. Measurements and analysis of Tritium Production Rate (TPR) in ceramic breeder and of neutron flux by activation rates in beryllium in TBM mock-up / Batistoni P., Carconi P., Villari R., et al. // REPORT for TASK of the EFDA Technology Programme, FUS-TEC-MA-NE-R-014. – ENEA, Italy. – 2005. – 39 p.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

3. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «Расчетный код ODETTA для решения задач переноса нейтронов и гамма-квантов в многогрупповом SnPm приближении методом конечных элементов на неструктурированных тетраэдральных сетках, включая работу с сеточными данными. Версия 2.1» (ODETTA). Рег. № 497 от 19 июля 2019 года.

4. Ribes A., Caremoli C. Salome platform component model for numerical simulation // 31st Annual International Computer Software and Applications Conference (COMPSAC 2007). – 2007. – 6 p. DOI: <https://doi.org/10.1109/COMPSAC.2007.185>

5. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения // Препринт ФЭИ-2828. – ГИЦ РФ – ФЭИ, Обнинск. – 2000.

6. Текущее состояние разработки и аттестации кода COMPLEX / Белов А.А., Березнев В.П., Вабищевич Н.П., и др. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2024. - № 2. – с. 88-100.

7. VisIt: An End-User Tool For Visualizing and Analyzing Very Large Data / Childs H., Brugger E., Whitlock B., et al. // High Performance Visualization – Enabling Extreme-Scale Scientific Insight. – 2012. – pp. 357-372.

МЕТОДЫ И ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА, ПРИМЕНЯЕМЫЕ ПРИ УСТАНОВЛЕНИИ НОРМАТИВОВ ВЫБРОСОВ И СБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ

Н. А. Шкляев, А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, М. Ю. Орлов,

Н. Б. Тимофеев, Р. М. Поляков

*Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр
по ядерной и радиационной безопасности» (ФБУ «НТЦ ЯРБ»), Москва, Россия*

*эл. почта: kuryndin@secnrs.ru, shapovalov@secnrs.ru, orlov@secnrs.ru, ntimofeev@secnrs.ru,
rpolyakov@secnrs.ru, shklyayev@secnrs.ru*

В соответствии с требованиями п. 7 статьи 22 Федерального закона от 10.01.2002 № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды» [1] в целях предотвращения негативного воздействия

на окружающую среду хозяйственной и (или) иной деятельности для стационарных источников устанавливаются нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (далее – Нормативы).

Согласно п. 3 Правил разработки и установления нормативов допустимых выбросов

и нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ, утвержденных Постановлением Правительства РФ от 02.02.2024 № 99 [2] (далее – Правила) разработку соответствующих Нормативов, необходимо проводить с применением методик и (или) методов разработки, утвержденных Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору (Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух,

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

утвержденная приказом Ростехнадзора от 07.11.2012 № 639 [3] и Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей, утвержденной приказом Ростехнадзора от 22.12.2016 № 551 [4] – далее Методики).

Общепринятым подходом к установлению нормативов является использование моделей переноса примесей в атмосферном воздухе и разбавления радионуклидов в водных объектах. Как было отмечено в [5] система нормативно-методических и рекомендательных документов Ростехнадзора предусматривает применение общепринятых и наиболее экспериментально-подтвержденных моделей. Так, одной из всемирно применяемых моделей атмосферного переноса, например, является Гауссова модель рассеяния примесей, рекомендации по применению которой представлены в РБ-106-21. Модели разбавления радионуклидов для водных сред, согласно [7], также были разработаны на международных подходах и приведены в Методике разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей, рекомендации к которым содержатся в РБ-126-21 [8]. Стоит отметить, что расчет нормативов с применением данных моделей является затратным по времени процессом ввиду необходимости проведения расчетов, содержащих множество переменных, описывающих реальные условия выбросов и сбросов радиоактивных веществ.

Выполнение таких расчетов для каждого объекта использования атомной энергии (далее – ОИАЭ) является трудоемким процессом ввиду большого количества исходных данных, использование которых предусмотрено рекомендациями РБ-106-21 и РБ-126-21. Так, выполнение расчетных оценок значений предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух для ОИАЭ сопряжено с необходимостью использования множества переменных. Одна только повторяемость категории устойчивости атмосферы, скорости и направления ветра описывается 896 значениями, а помимо данной характеристики в модели применяется еще более 30 параметров. Кроме того, существуют объекты использования атомной энергии, на территории которых расположено более сотни стационарных источников выбросов радиоактивных веществ, каждый из которых осуществляет выбросы более пяти радионуклидов.

В связи с вышеизложенным в целях сокращения временных затрат на выполнение оценок Нормативов в ФБУ «НТЦ ЯРБ» разработан инструментарий, состоящий из двух программ

для ЭВМ: «Калькулятор нормативов ПДВ РВ», зарегистрированной свидетельством о государственной регистрации от 13.02.2024 № 2024611890 [9] и «Калькулятор нормативов

ДС РВ», зарегистрированной свидетельством о государственной регистрации от 23.01.2025 № 2025611822 [10]. Приложения, составляющие указанный расчетный инструментарий, являются детальными программными реализациями методик разработки, утвержденных Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору.

В целях демонстрации корректной работы «Калькулятора нормативов ПДВ РВ» для двух объектов с разным количеством стационарных источников выбросов на их территории выполнено сравнение оценок значений Нормативов, полученных с использованием программы для ЭВМ с результатами полученными ручным счетом (проводился с использованием MathCad [11] и рекомендаций РБ-106-21).

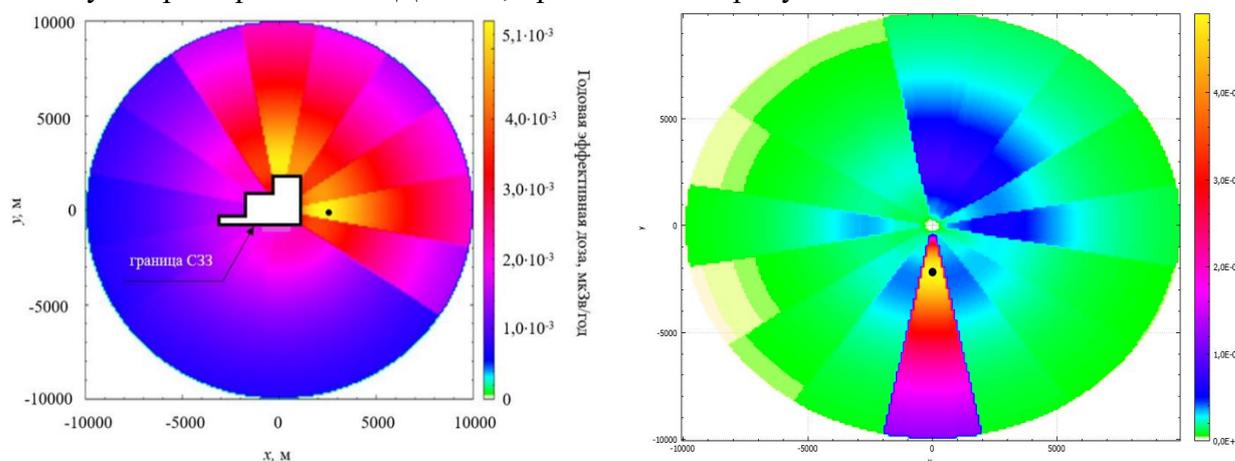
29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Для определения нормативов предельно допустимых выбросов важно определить место расположения критической точки местности, где достигается наибольшее значение годовой эффективной дозы населения. При выполнении поиска такой точки также необходимо учитывать размеры санитарно-защитной зоны для каждого из объектов. Указанный процесс нахождения для расчетных файлов программы MathCad является трудоемким, так как предусматривает существенно различный объем вычислений для расчетных областей внутри СЗЗ и вне ее. Так, например, внутри СЗЗ в соответствии с п. 3.2.15 ОСПОРБ-99/2010 [12] существует ограничение по ведению хозяйственной деятельности, вследствие чего внутри СЗЗ не учитывается такой путь облучения как потребление загрязненной радионуклидами пищи.

Результаты поиска критической точки местности и расчета значений предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ, полученных с использованием ручного счета и Калькулятора нормативов для рассмотренных объектов представлены в таблицах 1 и 2. Наглядный пример с поиском критической точки местности, реализованный в «Калькуляторе нормативов ПДВ РВ», представлен на рисунке 1.



● – критическая точка местности

Рис. 1 - Поиск критической точки по распределению годовой эффективной дозы облучения населения, обусловленной фактическими годовыми выбросами, полученному по результатам поверочных расчетов.

Таблица 1 – Результаты сравнения полученных критических точек местности

Название ОИАЭ	Координаты критической точки местности относительно центра координат ^б			
	Поверочный расчет		Калькулятор нормативов	
	х	у	х	у
Объект 1	0	-2200	0	-2200
Объект 2	100	0	100	0

Из представленных в таблице 1 сведений видно, что с определением критической точки облучения населения Калькулятор нормативов выполняет успешно и различий между результатами Калькулятора нормативов и результатами ручного счета нет.

^б В качестве центра координат для объекта 1 выбран источник выбросов, а для объекта 2 (у которого приняты два стационарных источника выброса) геометрический центр между стационарными источниками выбросов.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Таблица 2 – Результаты сравнения расчетов для организованного источника

Радионуклид	Поверочный расчет, Бк/год	Калькулятор нормативов
Для объекта 1 в точке местности (0; -2200)		
⁴¹ Ar	$1,76 \cdot 10^{16}$	$1,75 \cdot 10^{16}$
Для объекта 2 в точке местности (100; 0)		
⁶⁰ Co	$2,53 \cdot 10^{09}$	$2,53 \cdot 10^{09}$
⁹⁰ Sr	$2,19 \cdot 10^{11}$	$2,18 \cdot 10^{11}$
¹³¹ I	$6,35 \cdot 10^{11}$	$6,35 \cdot 10^{11}$
¹³⁷ Cs	$3,74 \cdot 10^{09}$	$3,74 \cdot 10^{09}$
²³⁸ Pu	$3,78 \cdot 10^{08}$	$3,78 \cdot 10^{08}$
²³⁹ Pu	$3,51 \cdot 10^{08}$	$3,50 \cdot 10^{08}$
²⁴¹ Am	$4,13 \cdot 10^{08}$	$4,12 \cdot 10^{08}$

Аналогично демонстрация корректной работы «Калькулятора нормативов ДС РВ» выполнена путем сравнения:

- оценок значений нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ;
- фактора разбавления радионуклидов, полученных с использованием программы для ЭВМ с результатами полученными ручным счетом (проводился с использованием MathCad и рекомендаций РБ-126-21) для трех типов водных объектов, в которые могут сбрасываться радиоактивные вещества.

Результатирующие оценки значений нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ, полученные с использованием программы для ЭВМ и результаты ручного счета, представлены в таблице 3.

Таблица 3 – Результаты сравнения полученных значений факторов разбавления и нормативов допустимых сбросов.

Параметр	Поверочный расчет			Калькулятор нормативов		
Условия однородного водотока						
Радионуклид	Н-3	Cs-134	Cs-137	Н-3	Cs-134	Cs-137
ДС_доз, Бк/год	$1,15 \cdot 10^{15}$	$1,89 \cdot 10^{09}$	$2,77 \cdot 10^{09}$	$1,15 \cdot 10^{15}$	$1,89 \cdot 10^{09}$	$2,77 \cdot 10^{09}$
ДС_ДО, Бк/год	-*	$3,40 \cdot 10^{10}$	$2,91 \cdot 10^{10}$	-*	$3,39 \cdot 10^{10}$	$2,91 \cdot 10^{10}$
ДС_ОА, Бк/год	$3,20 \cdot 10^{13}$	$2,30 \cdot 10^{10}$	$3,52 \cdot 10^{10}$	$3,20 \cdot 10^{13}$	$2,30 \cdot 10^{10}$	$3,52 \cdot 10^{10}$
ДС_ПВ, Бк/год	$4,55 \cdot 10^{15}$	$4,31 \cdot 10^{12}$	$6,60 \cdot 10^{12}$	$4,55 \cdot 10^{15}$	$4,31 \cdot 10^{12}$	$6,59 \cdot 10^{12}$
ДС, Бк/год	$3,20 \cdot 10^{13}$	$1,89 \cdot 10^{09}$	$2,77 \cdot 10^{09}$	$3,20 \cdot 10^{13}$	$1,89 \cdot 10^{09}$	$2,77 \cdot 10^{09}$
Ф, год/м ³	$1,67 \cdot 10^{-09}$	$1,67 \cdot 10^{-09}$	$1,67 \cdot 10^{-09}$	$1,67 \cdot 10^{-09}$	$1,67 \cdot 10^{-09}$	$1,67 \cdot 10^{-09}$
Условия однородного водоема						
Радионуклид	Co-60	Cs-134	Cs-137	Co-60	Cs-134	Cs-137

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

ДС_доз, Бк/год	$7,13 \cdot 10^{10}$	$1,06 \cdot 10^{11}$	$1,29 \cdot 10^{11}$	$7,13 \cdot 10^{10}$	$1,06 \cdot 10^{11}$	$1,29 \cdot 10^{11}$
ДС_ДО, Бк/год	$8,51 \cdot 10^{10}$	$4,14 \cdot 10^{11}$	$2,79 \cdot 10^{11}$	$8,51 \cdot 10^{10}$	$4,14 \cdot 10^{11}$	$2,79 \cdot 10^{11}$
ДС_ОА, Бк/год	$2,43 \cdot 10^{11}$	$4,38 \cdot 10^{10}$	$6,69 \cdot 10^{10}$	$2,43 \cdot 10^{11}$	$4,38 \cdot 10^{10}$	$6,69 \cdot 10^{10}$
ДС_ПВ, Бк/год	$1,29 \cdot 10^{14}$	$2,71 \cdot 10^{13}$	$3,24 \cdot 10^{13}$	$1,29 \cdot 10^{14}$	$2,71 \cdot 10^{13}$	$3,24 \cdot 10^{13}$
ДС, Бк/год	$7,13 \cdot 10^{10}$	$4,38 \cdot 10^{10}$	$6,69 \cdot 10^{10}$	$7,13 \cdot 10^{10}$	$4,38 \cdot 10^{10}$	$6,69 \cdot 10^{10}$
Φ, год/м ³	$3,07 \cdot 10^{-10}$	$2,66 \cdot 10^{-10}$	$3,40 \cdot 10^{-10}$	$3,07 \cdot 10^{-10}$	$2,66 \cdot 10^{-10}$	$3,40 \cdot 10^{-10}$
Условия большого водоема						
Радионуклид	Н-3	Cs-137	Sr-90	Н-3	Cs-137	Sr-90
ДС_доз, Бк/год	$6,54 \cdot 10^{15}$	$1,16 \cdot 10^{11}$	$6,02 \cdot 10^{11}$	$6,54 \cdot 10^{15}$	$1,16 \cdot 10^{11}$	$6,02 \cdot 10^{11}$
ДС_ДО, Бк/год	-*	$1,57 \cdot 10^{13}$	$7,09 \cdot 10^{16}$	-*	$1,57 \cdot 10^{13}$	$7,10 \cdot 10^{16}$
ДС_ОА, Бк/год	$3,49 \cdot 10^{14}$	$3,84 \cdot 10^{11}$	$1,71 \cdot 10^{11}$	$3,49 \cdot 10^{14}$	$3,83 \cdot 10^{11}$	$1,71 \cdot 10^{11}$
ДС, Бк/год	$3,49 \cdot 10^{14}$	$1,16 \cdot 10^{11}$	$1,71 \cdot 10^{11}$	$3,49 \cdot 10^{14}$	$1,16 \cdot 10^{11}$	$1,71 \cdot 10^{11}$
Φ _{внешнен.} , год/м ³	$1,11 \cdot 10^{-10}$					
Φ _{внутрен.} , год/м ³	$5,88 \cdot 10^{-10}$					
Примечание: - * – ДС_ДО для Н-3 не устанавливается						

Как видно из таблиц 2 и 3 результаты расчетов, полученные с использованием Калькулятора нормативов, и ручного счета расходятся не более чем на 1%, что можно объяснить погрешностью численных методов (накопленной ошибкой округления).

Следует отметить, что согласно п. 2 [13] необходимо проводить поверочные расчеты при подготовке экспертных заключений на проекты Нормативов объектов использования атомной энергии. Принимая во внимание, что перечень предусмотренных действий по осуществлению поверочных расчетов является исчерпывающим и в полной мере отражает порядок действий, изложенный в Методиках, то регламентированные в [13] временные затраты на поверочные расчеты соразмерны временным затратам при разработке Нормативов. Сведения о сравнении временных затрат при расчете значений Нормативов с применением инструментария и применением ручного счета представлены в таблице 4.

Таблица 4 – Результаты сравнения временных затрат на проведение поверочных расчетов с применением инструментария и MathCad

«Калькулятор нормативов ДС РВ»		
Тип водоема	Количество сбрасываемых радионуклидов	Соотношение затрачиваемого времени MathCad/Калькулятор нормативов
Однородный поток	3	11

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

Однородный водоем	6	11	
Большой водоем	3	9	
«Калькулятор нормативов ПДВ РВ»			
Название ОИАЭ	Количество источников выбросов	Количество выбрасываемых радионуклидов	Соотношение затрачиваемого времени MathCad/Калькулятор нормативов
Объект 1	1	1	5,3
Объект 2	2	7	5,5

Разработанные и зарегистрированные программы для ЭВМ позволяют существенно повлиять на оперативность подготовки проекта Нормативов, а вместе с тем существенно уменьшить вероятность возникновения ошибки, связанной с человеческим фактором в определении Нормативов. Важно также подчеркнуть, что применение программ из числа вышеуказанных не требует от пользователя специальных знаний в области распространения радиоактивных веществ в окружающей среде, что позволяет более широкому кругу пользователей выполнять малозатратные по времени оценки значений.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон от 10.01.2002 № 7-ФЗ (ред. от 26.03.2022) «Об охране окружающей среды», принятый Государственной Думой 20 декабря 2001 года и одобренный Советом Федерации 26 декабря 2001 года.
2. Постановление Правительства РФ от 02.02.2024 № 99 «Об утверждении Правил разработки и установления нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ, нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ, а также выдачи разрешений на выбросы радиоактивных веществ, разрешений на сбросы радиоактивных веществ».
3. Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, утвержденная приказом Ростехнадзора от 07.11.2012 № 639
4. Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей, утвержденная приказом Ростехнадзора от 22.12.2016 № 551 (зарегистрирована в Минюсте России 15.02.2017, регистрационный № 45652)
5. Курындин А. В., Шаповалов А. С., Орлов М. Ю., Тимофеев Н. Б. Развитие системы государственного нормирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в Российской Федерации // Ядерная и радиационная безопасность. 2022. № 2 (104). С. 50–61. DOI: 10.26277/SECNRS.2022.104.2.003.
6. Руководство по безопасности в области использования атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-106-21), утвержденное приказом Ростехнадзора от 30.08.2021 № 288.

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

7. Курындин А. В., Строганов А. А., Шаповалов А. С., Тимофеев Н. Б. О нормировании сбросов радиоактивных веществ в водные объекты // Ядерная и радиационная безопасность. 2017. № 4 (86). С. 30–34. УДК: 539.16.04, 504.054, 504.4.054, 629.039.58 / ISSN 2218-8665.
8. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии РБ-126-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденное приказом Ростехнадзора от 09.09.2021 № 297.
9. [электронный ресурс] – Режим доступа: <https://www.secnrs.ru/science/itechnologies/pdv-rv-calc/>.
10. [электронный ресурс] – Режим доступа: <https://www.secnrs.ru/science/itechnologies/ds-rv-calc/>.
11. [электронный ресурс] – Режим доступа: <https://www.ptc.com/ru/products/mathcad>.
12. Постановление Главного государственного санитарного врача РФ от 26.04.2010 № 40 (ред. от 16.09.2013) «Об утверждении СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)» (Зарегистрировано в Минюсте России 11.08.2010 № 18115)
13. Приказ Ростехнадзора от 09.04.2025 № 132 «Об утверждении методики определения размера платы за оказание услуги по проведению экспертизы проекта нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и (или) проекта нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты на предмет их разработки в соответствии с пунктом 26 Правил разработки и установления нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ, нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ, а также выдачи разрешений на выбросы радиоактивных веществ, разрешений на сбросы радиоактивных веществ, утвержденных постановлением Правительства Российской Федерации от 2 февраля 2024 г. № 99, и предельного размера указанной платы» (Зарегистрировано в Минюсте России 16.05.2025 № 82215).

29.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ и комплексы программ

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС КОРИДА ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОБЛУЧЕННЫХ МАТЕРИАЛОВ И ПОЛЕЙ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Ю. Е. Ванеев, П. А. Блохин, С. Т. Казиева, Е. В. Катаев,

П. А. Кизуб, Д. В. Крючков, В. М. Сошников

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: yuvan@ibrae.ac.ru

Введение

В ходе формирования национальной системы импорто-независимых программных средств для обоснования радиационной безопасности работ при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии с 2016 года разрабатываются специализированные программные комплексы для моделирования миграции радионуклидов в геологических средах (GeRa [1]), тепловых режимов, напряженно-деформированных состояний и прочности объектов (FENIA [2]), последствий атмосферных радиоактивных выбросов (RELTRAN [3]) и др. К этому же ряду разработок относится и программный комплекс (ПК) КОРИДА [4], изначально предназначенный для прогнозирования изменений радиационных характеристик объектов с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО), для расчетов дозовых характеристик создаваемых ими радиационных полей (версия КОРИДА-v1).

В процессе развития ПК в него были интегрированы новые расчетные модули: для оценок допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты, радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду [5], оперативных оценок радиационной обстановки около контейнеров РАО, исследований чувствительности и неопределенности при моделировании радиационных характеристик облученных материалов [6,7]. Расширены возможности пре- и пост-процессинговых модулей, позволяющих оперативно формировать расчетные модели объектов, обрабатывать и визуализировать результаты расчетов. Существенные преобразования претерпел пользовательский интерфейс в связи с начавшимся переводом ПК на кроссплатформенную версию.

В данной работе представлены описания текущего статуса ПК КОРИДА-v2: функциональные возможности, структура, интерфейс, особенности интегрированных модулей. Приведены примеры использования ПК при решении практических задач.

Функциональные возможности и структура ПК

Программный комплекс состоит из нескольких расчетных модулей, определяющих его функциональные возможности (рис.1):

- модуль для оценки изменений радионуклидного состава и радиационных характеристик ОЯТ и РАО в результате ядерных реакций при нейтронном облучении и вследствие радиоактивного распада нестабильных изотопов, который разработан на основе программы нуклидной кинетики TRACT [8] и позволяет оценивать состав облученного материала, активность, полное и дифференциальное энерговыделение, выходы и спектры нейтронного и гамма-излучений, газонакопление (водорода, гелия, трития);

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

- модуль для моделирования радиационных полей, разработанный на основе программы TDMCC [9], в которой реализовано решение задач переноса нейтронов и фотонов методом Монте-Карло в трехмерной геометрии;
- модуль оценки дозовых нагрузок на население и биоту, разработанный на основе программы ЭКОРАД [4], который позволяет рассчитывать нормативы допустимых сбросов (ДС) радиоактивных веществ в поверхностные водоемы объектами использования атомной энергии или иными промышленными объектами при нормальной эксплуатации (подмодуль Экорад-ДС), позволяющий оценивать дозовую нагрузку на человека за счёт поступления радиоактивных веществ из водных объектов при различных сценариях водопользования (подмодуль Экорад-Аква), а также оценивать дозу облучения референтных видов биоты в результате содержания радионуклидов в различных компонентах природной среды (подмодуль Экорад-Биота);
- модуль для экспресс-расчетов мощности дозы гамма-излучения.



Рис. 1 – Структура ПК КОРИДА

В состав ПК входит также обновленный графический редактор GRATOR [10], функциональные возможности которого изложены ниже.

Раздел БД с параметрами материалов, которыми заполняют объемы геометрических зон, включает четыре подраздела с составами: металлов и сплавов, природных и строительных материалов, химических соединений, ядерного топлива и РАО (рис. 2).

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Металлы и сплавы	Природные и строительные материалы	Химические соединения	Делящиеся материалы, РАО
Сталь, цирконий-ниобиевый сплав Э125, медь, алюминий и др.	Песок, грунт, кирпич, бетон стандартный, тяжелый и др.	Вода, гидрид циркония, оксид бериллия и др.	Свежее и отработавшее ядерное топливо, РАО

Рис. 2 – Содержание раздела базы данных с параметрами материалов

Раздел БД с параметрами источников представлен упорядоченным списком гамма-излучающих радионуклидов, значениями энергий и выходов гамма-квантов.

БД содержит также информацию об исследуемых объектах, включая проектные и другие необходимые для расчетов данные, а также разработанные расчетные модели и результаты расчетов.

Интуитивно понятный пользовательский интерфейс ПК КОРИДА (рис.3) объединяет все перечисленные модули и позволяет осуществлять взаимодействие между ними и БД.

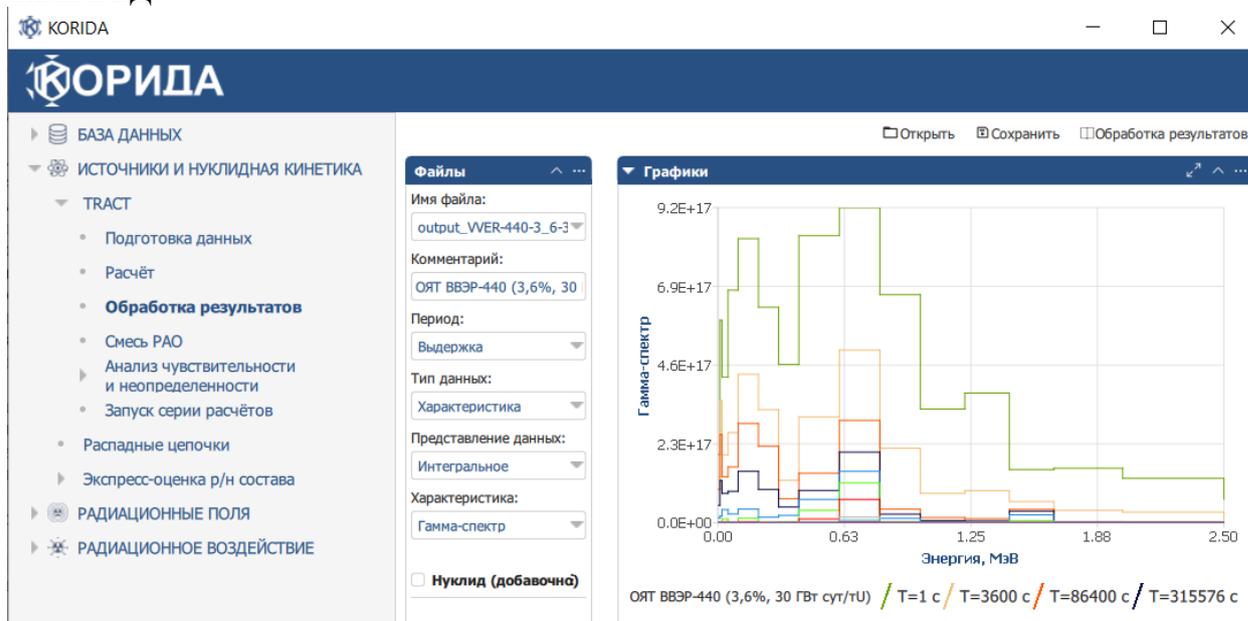


Рис. 3 – Разделы меню в интерфейсах ПК КОРИДА и модуля TRACT с изображением результатов расчетов

Раздел меню ПК «Источники и нуклидная кинетика» предназначен для подготовки входных файлов для запуска расчетов состава и радиационных характеристик облученных материалов с применением программы TRACT и дальнейшей обработки выходных файлов.

В блоке «Подготовка данных» ввод содержаний изотопов ^{235}U , ^{234}U и ^{236}U в составе топлива (диоксида урана) определяет его начальный изотопный состав. После задания режима облучения и времени выдержки, на которые необходимо получить

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

результаты, можно подготовить входной файл и провести расчет состава ОЯТ (в блоке «Расчет»).

В блоке «Смесь РАО» можно ввести параметры переработки ОЯТ (коэффициенты извлечения элементов из ОЯТ, пропорции смешения ОЯТ и др.) и подготовить состав образующихся жидких РАО после переработки. Реализована возможность выбора состава каждого ОЯТ в смеси на определенный момент времени выдержки и скорректировать содержание определенных изотопов, например, уменьшить содержание всех изотопов урана до 0,1%. Это позволяет смоделировать очистку данной смеси от определенных радионуклидов, например, от урана и плутония, а также добавление к смеси новых изотопов/элементов, например, стекла в виде порошка. Скорректированные составы ОЯТ суммируются в заданных пропорциях, а полученный радионуклидный состав может быть сохранен в виде входного файла для последующих расчетов по программе TRACT.

В разделе меню «Обработка результатов» можно отобразить полученные результаты расчетов в графическом виде. Для примера, на рис. 3 приведены гамма-спектры РАО после переработки ОЯТ ВВЭР-440 для различных времен выдержки.

Одной из принципиальных особенностей современной версии ПК КОРИДА является потенциальная возможность разделения интерфейсной и расчетной частей. Для этого в комплексе реализован такой механизм их взаимодействия, что расчетные модули программы могут размещаться на вычислительных кластерах, а интерфейсные модули – запускаться в различных операционных системах.

Возможности графического редактора

Процесс автоматизации подготовки файлов исходных данных для МК-программ начинается или с импорта уже подготовленной графической модели объекта, созданной в какой-либо САПР, или с создания такой модели в графическом редакторе GRATOR, в котором реализованы следующие функциональные возможности:

1) создание графических моделей объектов в виде совокупности стандартных тел-примитивов: шар, цилиндр, конус, прямой параллелепипед, шестигранная призма, эллипсоид, кольцо, произвольный многогранник с заданием значений их атрибутов (тип, размеры, ориентация в пространстве) и логических операций (пересечение, объединение, дополнение), определяющих геометрические зоны модели;

2) импорт исходных данных из файлов с графическими моделями, подготовленными в САПР в форматах *step* или *ifc* (из среды Revit, наполняемой данными лазерного сканирования [4]), их визуализация и преобразование некоторых элементов модели в один или несколько стандартных примитивов с корректировкой атрибутов и применением логических операций;

3) структурирование графической модели с возможностью многократного вложения одних примитивов в другие и многократного копирования («размножения») элемента модели (примитива или блока примитивов) в ячейках регулярных решёток или нерегулярных структур;

4) задание параметров материалов и источников излучения в выделенных зонах графической модели с возможностью использования заранее подготовленных значений из базы данных (БД) редактора;

5) задание типов регистрируемых величин (плотность потока частиц, энерговыделение, мощность дозы), координат регистрационных зон (в RZ- или XYZ-сетках), параметров расчета задачи (тип частиц, время счета и др.);

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

6) конвертация всех атрибутов примитивов и выделенных зон графической модели, параметров регистрации и управления расчетом в форматы данных программ, реализующих метод Монте-Карло (МК-программы TDMCC и MCU);

7) обработка и визуализация результатов расчетов по МК-программе на графической модели объекта;

8) задание сценариев перемещений персонала в поле ионизирующего излучения с вычислением ожидаемой дозы облучения.

Графический редактор GRATOR имеет интуитивно понятный современный интерфейс (Рис.4).

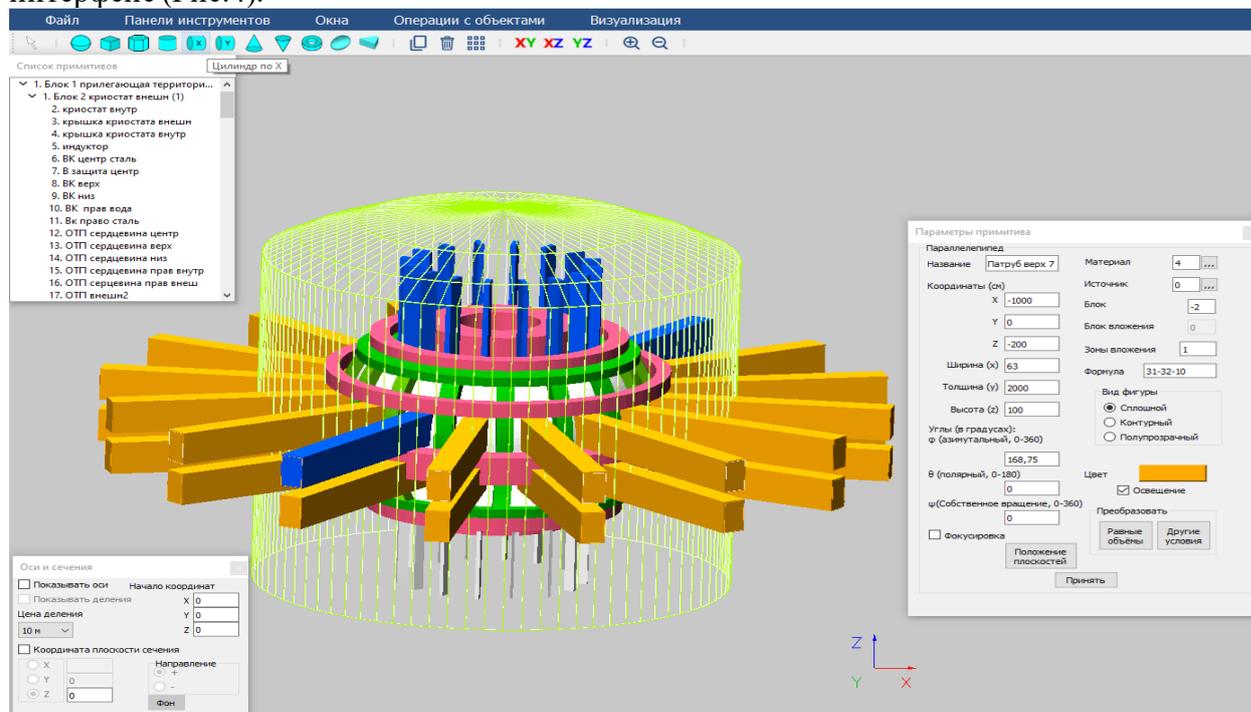


Рис. 4 – Фрагмент рабочего пространства редактора GRATOR с моделью экспериментальной установки

Панель инструментов предоставляет возможности создания нового файла проекта, загрузки ранее подготовленной модели, сохранения файла, задания координатных осей, параметров создаваемых примитивов и сечений объекта плоскостями, геометрию расчетных сеток, параметры управления и регистрации функционалов при расчете по МК-программе, визуализации результатов расчета радиационных полей.

Примерами смоделированных в среде редактора объектов являются железобетонные и металлические контейнеры, транспортные упаковочные комплекты, заполненные пенами с РАО, оборудование для переработки отработавшего ядерного топлива, корпус реактора типа ВВЭР с эллипсоидным днищем, основные внутрикорпусные устройства (ВКУ), парогенераторный бокс с теплообменным оборудованием (рис.5) и др.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

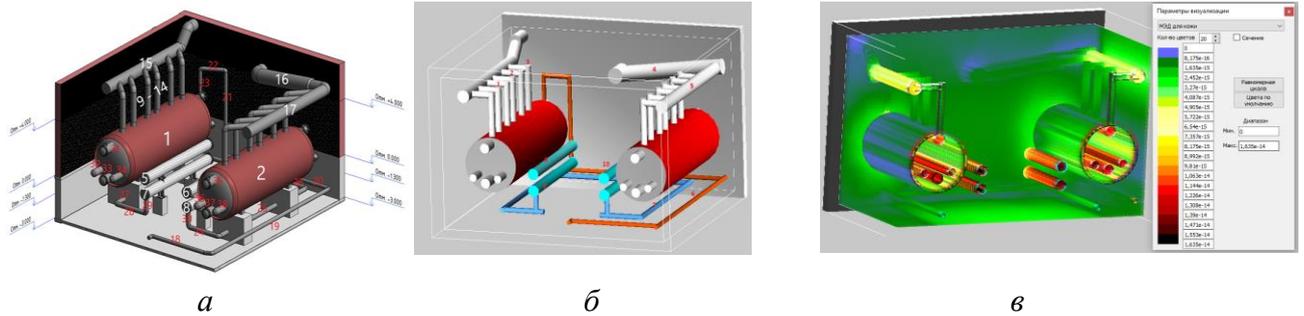


Рис. 5 – Виды моделей парогенераторного бокса: оцифрованная модель в среде Revit (а); импортированная модель в среде GRATOR (б); результат визуализации поля мощности дозы, отн. ед. (в)

Пример практического применения ПК КОРИДА

Программный комплекс КОРИДА используется при решении различных практических задач отрасли. В качестве примера рассмотрена задача оценки удельной активности материалов конструкций реакторной установки (РУ) ВВЭР-440, накопленной за весь период эксплуатации. В качестве опорных данных на этапе разработки и верификации расчетных моделей РУ использовали эксплуатационные, опубликованные расчетные и экспериментальные данные, а также результаты расчетно-экспериментальных исследований, содержащиеся в работе [12].

В разработанной (в формате программы TDMCC) трехмерной расчетной модели РУ активная зона задана потвэльно, все основные ВКУ, корпус и биологическая защита заданы с реальными размерами и составами.

Некоторые результаты расчетов, полученные с использованием TDMCC-модели, в сравнении с опорными данными представлены в табл.1, где значения плотности потока нейтронов приведены на уровне центра активной зоны. Совпадения (в пределах относительных отклонений $\pm 10\%$) полученных абсолютных значений плотности потока быстрых нейтронов в выгородке и чехле канала нейтронных измерений (КНИ) с опорными данными, усредненными за весь срок эксплуатации РУ, свидетельствует о корректной настройке разработанной модели активной зоны как постоянного источника вылетающих из нее нейтронов в течение всего времени работы РУ на номинальном уровне мощности.

Таблица 1. Сравнение средних за весь срок эксплуатации РУ значений плотности потока нейтронов с энергией больше 0,1 МэВ в выгородке и чехле КНИ, полученных с использованием разработанной TDMCC-модели (φ_R) и опорными данными (φ_{Σ}), $10^{14} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$

Элемент конструкции	Расстояние от внутренней поверхности, см	φ_R	φ_{Σ}	$\varphi_R / \varphi_{\Sigma}$
Выгородка	0	0,374	0,359	1,04
	2,3	0,268	0,272	0,99
	4,6	0,196	0,184	1,07
	6,9	0,148	0,136	1,09
	9,2	0,127	0,133	0,96
Чехол КНИ		2,22	2,05	1,08

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

На следующем этапе на основе расчетных энергетических распределений плотности нейтронного потока (спектров) проведены расчеты с использованием модуля TRACT удельных активностей ближайших к активной зоне основных ВКУ и корпуса, которые при сравнении с результатами работы [12] (табл.2) подтвердили корректность задания размеров и составов этих конструкций, а также качество реализации алгоритмов моделирования нуклидной кинетики и библиотек констант в программе TRACT.

После проведенной верификации TDMCC-модель РУ была дополнена моделями других активируемых элементов конструкции (всего их в модели ~20), для которых с использованием программы TDMCC и ресурсов кластера ИБРАЭ РАН получены нейтронные спектры (в 315 группах) и абсолютные значения интегральной плотности потока нейтронов.

Таблица 2. Сравнение расчетных значений удельной активности элементов конструкции реактора ВВЭР-440 на уровне активной зоны на начало выдержки, 10^9 Бк/г

Программное средство	Корзина	Шахта	Тепловой экран	Корпус
КОРИДА	9,53±1,78	4,45±0,83	2,36±0,44	(7,04±0,35)·10 ⁻²
MCU-6 [12]	9,38	4,26	2,40	6,07·10 ⁻²
Отношение	1,02	1,04	0,99	1,16

Эти результаты наряду с данными о химических составах материалов вводили в программу TRACT и рассчитывали удельные активности всех выделенных конструкций для значимых (в контексте вывода из эксплуатации энергоблока) времен выдержки после его останова.

С использованием программ TRACT и MOUSE дополнительно проведены многовариантные расчеты удельной активности реакторных конструкций при варьировании входных данных, таких как состав материала и режим облучения [13]. На основе статистической обработки полученных результатов оценены их стандартные отклонения (см. таблицу 2), которые принимаются в данной работе в качестве меры оценки их погрешностей.

На основе результатов выполненных расчетов определены радиационные характеристики и объемы РАО, их распределение по классам в соответствии с новыми критериями, установленными постановлением Правительства РФ от 29.10.2022 №1929.

Заключение

Разработана новая версия ПК КОРИДА-v2 с интуитивно понятным современным интерфейсом, объединяющим базу данных, расчетные и сервисные модули в единую кроссплатформенную среду. Архитектура ПК КОРИДА позволяет использовать расчетные модули и в автономном режиме, в том числе, на вычислительных кластерах для проведения многовариантных и иных ресурсоемких расчетов.

Представлены описания новых возможностей, реализованных в графическом редакторе GRATOR и модуле TRACT, продемонстрированы результаты совместного использования модулей TDMCC и TRACT в расчетах активации реакторных конструкций типа ВВЭР.

В настоящее время ведутся разработки версии ПК КОРИДА-F (Fussion) для решения задач обоснования безопасности термоядерных реакторов и установок. В состав данного комплекса будут входить версии графического редактора GRATOR-F с конвертором данных в форматы программ TDMCC и MCU, а также модуль нуклидной

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

кинетики TRACT-F, что позволит моделировать перенос мгновенного термоядерного и вторичного гамма-излучений, скорость активации материалов установок для обоснования радиационной безопасности планируемых исследований.

ЛИТЕРАТУРА

1. Капырин И.В., Коньшин И.Н., Копытов Г.В., Крамаренко В.К. Параллельные вычисления в гидрогеологическом расчетном коде GeRa: организация и эффективность. Вычислительные методы и программирование – 2018 – Т.19 – С. 356-367.
2. Дробышевский Н. И., Моисеенко Е. В., Бутов Р. А., Токарев Ю. Н. Трехмерное численное моделирование теплового состояния пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве горных пород. Радиоактивные отходы. – 2017. – № 1. – С. 64 – 73.
3. Бакин Р.И., Зарянов А.В., Ильичев Е.А., Киселев А.А., Красноперов С.Н., Меркушов В.П., Припачкин Д.А., Шикин А.В. Программное средство для оценки источника выброса в атмосферу радиоактивных газов и аэрозолей при демонтаже или разрушении зданий и сооружений, загрязненных радиоактивными веществами // Радиоактивные отходы, 2019. — № 3 (8). — С. 91–102. — DOI: 10.25283/2587-9707-2019-3-91-102.
4. Аракелян А.А., Блохин А.И., Блохин П.А., Ванеев Ю. Е., Казиева С.Т., Кизуб П.А., Кондаков В.Г., Панченко С.В., Сипачёв И.В. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач обращения с ОЯТ и РАО // Радиоактивные отходы. – 2022. – № 3. – С. 107 – 116.
5. Кизуб П.А., Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Казиева С.Т., Крючков Д.В., Аракелян А.А. Кроссплатформенный программный комплекс КОРИДА для моделирования радиационных характеристик источников излучения и воздействия на человека и биоту // Сборник тезисов докладов XIX международной конференции «Супервычисления и математическое моделирование», 20 – 24 мая 2024 – г. Саров: РФЯЦ ВНИИЭФ, 2024 – С. 93-94.
6. Казиева С.Т., Сошников В.М., Ванеев Ю.Е., Бирюков Д.В., Свительман В.С, Кизуб П.А. Расчетные исследования активации конструкционных материалов в реакторе ВВЭР-1000 // Сб. тезисов докладов МНТК-2024 «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», 18-19 сентября 2024 г. – Москва: АО "ВНИИАЭС", 2024. – С. 191-192.
7. Блохин А.И., Блохин П.А., Казиева С.Т., Сипачев И.В. Валидация программы нуклидной кинетики TRACT для оценки радиационных характеристик ОЯТ и РАО // Радиоактивные отходы. – 2022. – № 4(21). – С. 48-57.
8. Программа для оценки радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО (TRACT). Блохин А.И., Блохин П.А., Сипачев И.В. Свидетельство о государственной регистрации № 2020613540 ИБРАЭ РАН, ГК Росатом.
9. Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др. Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ №2010614412 от 07.07.2010.
10. Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Сипачёв И.В. Специализированный графический редактор для разработки трехмерных моделей ЯРОО и конвертации геометрических параметров в формат монте-карловских программ / Препринт Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № ИВРАЕ-2018-05. – М. : ИБРАЭ РАН, 2018. – 11 с.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

11. Гуревич М.И., Калугин М.А., Олейник Д.С., Шкаровский Д.А. Характерные особенности MCU-FR // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2016, вып. 5, стр. 17-21.

12. Селькин С. С., Шаров Д. А., Плеханов Р. В. и др. Исследование радиационных характеристик корпуса реактора и ВКУ остановленного для подготовки к выводу из эксплуатации блока № 3 Нововоронежской АЭС с РУ ВВЭР-440 // Радиоактивные отходы. 2024. № 1 (26). С. 16—25.

13. Казиева С. Т., Свительман В. С., Блохин П. А. Анализ чувствительности активности и состава облученных материалов к входным параметрам // Радиоактивные отходы. 2025. № 2 (31). С. 27—44.

ОЦЕНКА ДОЛГОВРЕМЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ППЗРО: ВЛИЯНИЕ ДЕТАЛИЗАЦИИ МОДЕЛИ, ВХОДНЫХ ДАННЫХ И ПРОЦЕССОВ ДЕГРАДАЦИИ МАТЕРИАЛОВ НА ПРОГНОЗИРУЕМЫЙ ВЫХОД РАДИОНУКЛИДОВ

Н. А. Анисимов, Е. В. Сизоненко

ФГБУ «Гидроспецгеология», Москва, Россия

эл. почта: anisn@msnr.ru, sizonenko@msnr.ru

В последние годы в ФГБУ «Гидроспецгеология» был выполнен ряд работ, посвященных обоснованию долговременной безопасности приповерхностных пунктов захоронения радиоактивных отходов (ППЗРО) и выводимых их эксплуатации объектов ядерного наследия. Один из вопросов, который решался в этих работах, состоял в оценке влияния неопределенности на результаты расчетов.

Согласно существующим нормативам анализ неопределенности является обязательной составной частью выполнения оценки безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов [1]. Неопределенности можно разделить на три основные группы:

1. Неопределенность сценариев заключается в отсутствии знаний об изменениях в будущем: природных и техногенных условий региона, климата, гидрогеологических процессов, а также поведения человека. При выполнении оценок долговременной безопасности такие неопределенности учитываются посредством набора сценариев, в которых в разных сочетаниях задаются предполагаемые изменения в будущем.

2. Неопределенность моделей, обусловленная несовершенством знаний о процессах, протекающих в инженерных и естественных барьерах, а также приближениями и упрощениями, используемыми при построении концептуальных и математических моделей.

3. Параметрические неопределенности, отражающие неполноту или неточность исходных данных, полученных экспериментально или расчетным путем. Они включают ошибки измерений, изменчивость параметров во времени и пространстве, а также неопределенность и погрешности, передающиеся от одной модели к другой в цепочке расчетов.

Из этой достаточно обширной темы в докладе рассматривается неопределенность моделей, а точнее влияние детализации расчетной модели на прогнозируемый выход радионуклидов.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Современные программные средства позволяют работать с практически любой степенью детализации геометрии моделируемых объектов. Однако увеличение подробности геометрии модели объекта приводит к росту требуемых вычислительных ресурсов и, прежде всего, к увеличению временных затрат на выполнение расчетов.

На рисунке 1 представлена геометрия одного из ППЗРО, для которых выполнялась оценка долговременной безопасности. Это – модель ближней зоны, включающая конструкции ППЗРО, упаковки с радиоактивными отходами (РАО) и вмещающие породы до глубины расположения уровня грунтовых вод (УГВ).

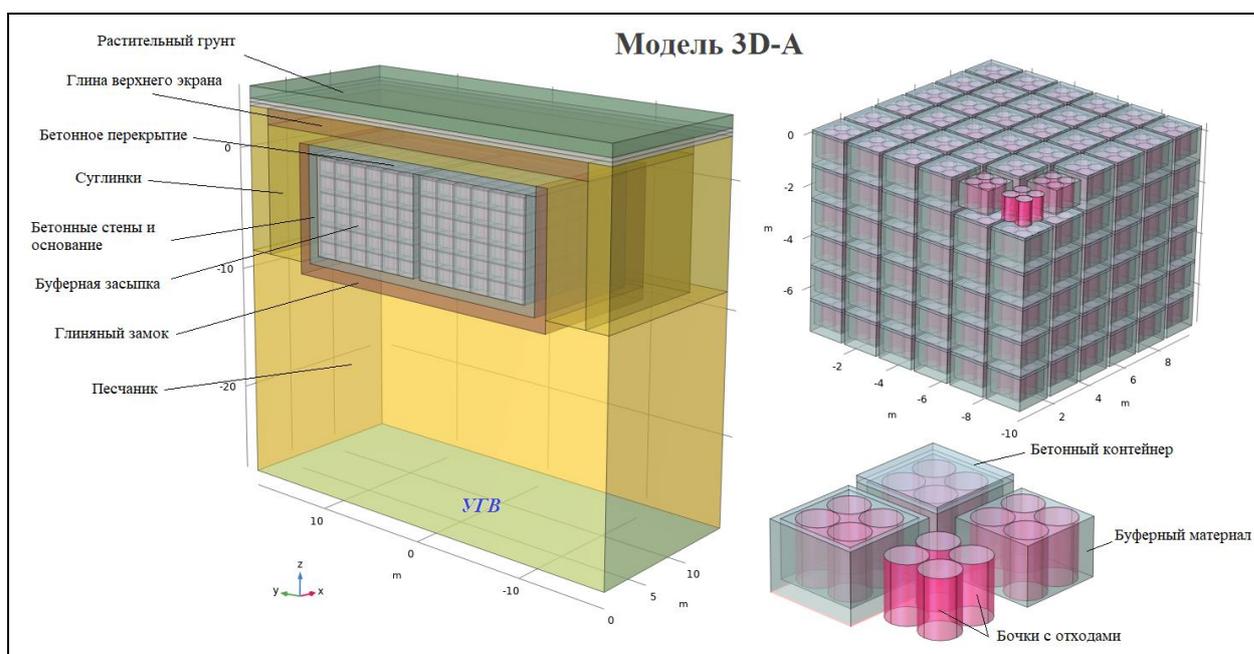


Рис. 1 – Геометрия модели ближней зоны ППЗРО

В приведенной модели указаны инженерные барьеры безопасности (ИББ). К ним относятся: верхний экран, включающий несколько слоев, в том числе растительный грунт и слой глины, бетонные конструкции (основание, стены и перекрытие), глиняный замок, буферная засыпка. РАО представлены штабелями с упаковками, в каждой из которых находятся по четыре бочки с отходами с буферной цементной заливкой. Данной модели присвоено обозначение 3D-A. Эта потребуется для сопоставления с другими моделями.

Результатами расчета миграции радионуклидов в ближней зоне ППЗРО являются интенсивности переноса радионуклидов на границе сопряжения с региональной геомиграционной моделью (моделью дальней зоны). В данном случае эта граница задана по расположению УГВ.

В наших расчетах учитывается изменение свойств материалов ИББ со временем вследствие деградации. На рисунке 2 приведена диаграмма, отражающая периоды изменения свойств материалов ИББ.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

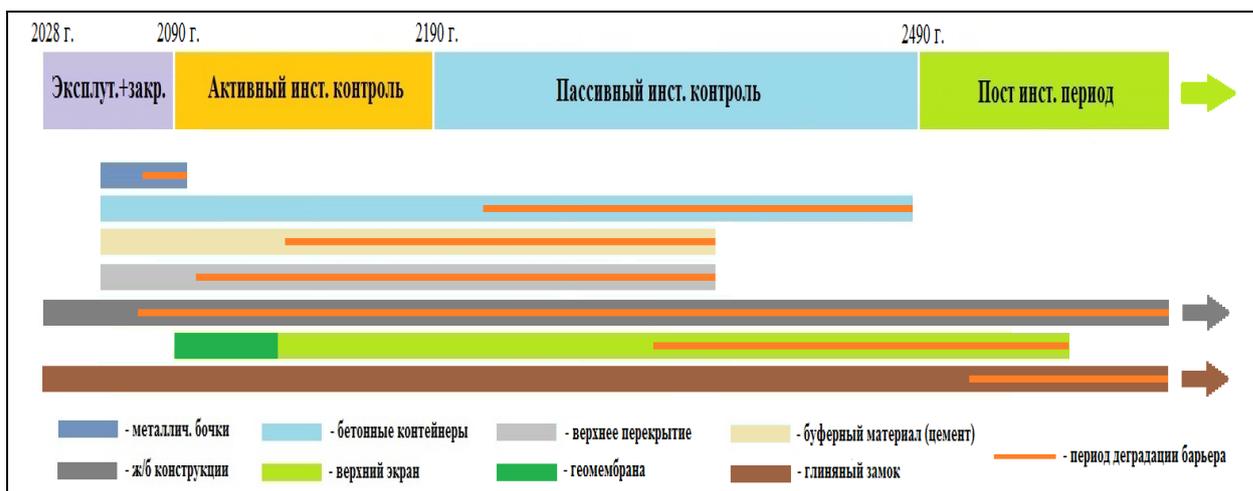


Рис. 2 – Диаграмма периодов изменения свойств материалов ИББ

На верхней ленте рисунка 2 указаны этапы жизненного цикла ППЗРО. Они охватывают: периоды эксплуатации и закрытия, а также периоды активного и пассивного институционального контроля, и пост институциональный период.

Ниже приведены периоды, в течение которых задается изменение свойств барьеров безопасности. Предполагается, что для каждого барьера существует начальный период с практически неизменными свойствами. Затем начинаются изменения до наступления полной деградации. Длительности начального периода и моментов полного разрушения для разных барьеров, включающих как ИББ, так и упаковки с РАО, приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Периоды деградации ИББ и упаковок с РАО

Элемент отсека ППЗРО	Начало деградации (t_1), годы	Завершение деградации (t_2), годы
Металлические бочки	20	40
Бетонные упаковки	200	400
Бетонное перекрытие	50	300
Цементная матрица	100	300
Бетонные стены и основание	50	1000
Слой глины верхнего экрана	300	500
Геомембрана	50 (разрушение)	-
Глиняный замок	500	1000

Приведенные в таблице периоды заданы, исходя из сведений, содержащихся в проекте пункта захоронения и характеристиках бетонных контейнеров и металлических бочек, используемых для размещения РАО, а также рекомендаций [2]. Для изменения свойств в течение этих периодов используется показательная функция следующего вида:

$$a(t) = \begin{cases} a_1 & t < t_1 \\ a_1 \left(\frac{a_2}{a_1}\right)^{\frac{t-t_1}{t_2-t_1}} & t_1 \leq t \leq t_2 \\ a_2 & t_2 < t \end{cases} \quad (1)$$

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

В данной формуле a_1 и a_2 представляют собой параметры уравнений Ричардса [3] и адвективно-диффузионного переноса [4], посредством которых моделируется фильтрация в ненасыщенных условиях (2) и миграция радионуклидов (3):

$$\frac{\partial \theta(h)}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x_i} \left[k_w(h) \left(K_{ij} \frac{\partial h}{\partial x_i} + K_{iz} \right) \right], \quad (2)$$

где:

$$k_w(h) = k S_e^l \left[1 - (1 - S_e^{1/m})^m \right]^2, \quad m = 1 - \frac{1}{n}, \quad n > 1,3$$

$$S_e = \frac{\theta - \theta_r}{\theta_s - \theta_r} = \frac{1}{[1 + |\alpha h|^n]^m},$$

$$(\theta + K_d \rho_n) \frac{\partial C}{\partial t} + \nabla(\bar{v}C) - \nabla(D\nabla C) + \lambda(\theta + K_d \rho_n)C = Q_c(x, y, z, t)$$

(3)

Эти уравнения используются во всех программах геомиграционного моделирования и комментариев не требуют. В нашем случае изменяемыми параметрами уравнений являются:

- для фильтрационной модели:

θ_r – максимальное объёмное содержание связанной воды (-),

θ_s – полная объёмная влажность пород (-),

k – коэффициент фильтрации при полном водонасыщении (м/сут),

α, n – параметры Ван Генухтена.

- для миграционной модели:

θ – объёмная влажность пород (-), являющаяся результатом решения (2),

K_d – коэффициент сорбционного распределения (м³/кг).

Значения фильтрационных параметров, принятые в модели, приведены в таблице 2.

Таблица 2 – Значения фильтрационных параметров

Материал	k, м/сут	θ_s	θ_r	α , 1/м	n
Растительный грунт	0.01	0.7	0.2	1.9	1.31
Глина	4E-5	0.54	0.07	1.28	1.276
Песок	1	0.44	0.05	2.92	2.094
Гравий	10	0.44	0.05	2.92	2.094
Бетон неразрушенный	8.7E-4	0.5	0.4	1.28	1.276
Деградир. бетон	4.3	0.38	0.04	2.92	2.094

Как правило, в составе РАО содержится несколько десятков радионуклидов. В таблице 3 приведены радионуклиды, обычно входящие в состав РАО. При выполнении расчетов для радионуклидов задаются значения коэффициентов распределения в

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

материалах, через которые проходит миграция. В качестве примера часть этих значений приведена в таблице 4.

Таблица 3 – Перечень типичных радионуклидов в составе РАО

Группа радионуклидов	Общая характеристика	Радионуклиды
Группа 1	Короткоживущие*	H-3, Sr-90, Cs-137,
Группа 2	Слабо сорбируемые долгоживущие	C-14, Cl-36, Tc-99, I-129
Группа 3	Хорошо сорбируемые долгоживущие	Ra-226, Th-232, U-238, Np-237, Pu-239, Am-241, Cm-245

* Радионуклиды с периодом полураспада менее 31 года

Таблица 4 – Коэффициенты распределения радионуклидов

Радионуклид	Коэффициент распределения, м ³ /кг				
	Глина	Песок/ Гравий	Бетон неразруш.	Бетон деградир.	Песчаник
H-3	0,0	0.0	0.0	0.0	0.0
C-14	0,001	0.005	0.05	0.005	0.007
Sr-90	0,0083	0.001	0.001	0.001	0.056
Tc-99	0,001	0.0001	0.001	0.0001	0.0059
.....					
U-238	0,14	0,025	2	0,1	0.056
Am-241	7,6	0.2	1	0.2	0.23
Cm-245	4	0.2	1	0.2	0.23

Принято, что при деградации происходит переход к свойствам песка либо разрушенного бетона. В итоге, с учетом всех материалов и групп радионуклидов совместная фильтрационно-миграционная модель включает от 40 до 70, как связанных, так и независимо изменяющихся параметров.

При этом следует отметить, что приведенные в таблицах значения параметров являются осредненными по набору литературных данных. На реальных объектах могут иметься существенные отличия от этих значений. Это же относится и к изменению этих параметров при деградации используемых материалов. Оценка влияния возможных разбросов значений параметров производится в ходе анализа упомянутой выше параметрической неопределенности.

Однако задача данной работы состоит в оценке неопределенности модели, обусловленной разной степенью детализации ее геометрической структуры.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

С этой целью сделано упрощение исходной модели, показанной на рисунке 1 и обозначенной как модель 3D-A. Последовательность изменения детализации геометрии расчетной модели приведены на рисунке 3.

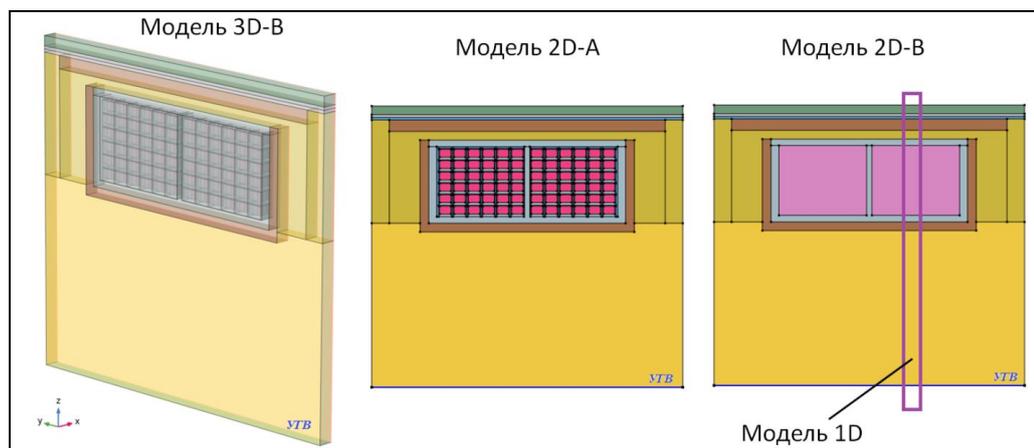


Рис. 3 – Последовательность упрощения геометрии расчетной модели

В модели 3D-B представлен 1 слой штабелей упаковок шириной, соответствующей размеру упаковок с прослоем буферной засыпки. Эта модель, как исходная, является трехмерной.

Следующее упрощение состоит в переходе к двумерным моделям. В модели 2D-A сохраняются контейнеры. При этом радионуклиды равномерно распределяются по объему контейнеров. На модели 2D-B все внутреннее пространство отсеков ППЗРО считается однородным, заполненным материалом засыпки.

Самая простая – модель 1D – является одномерной, на которой сверху-вниз идет чередование материалов – от растительного грунта до песчаника.

Таким образом, имеется пять моделей с разной степенью детализации геометрии объекта. Расчеты выполнены для урана-238.

Процесс переноса радионуклида в конструкциях ППЗРО и во вмещающих суглинках показан на примере расчета модели 2D-A на рисунке 4.

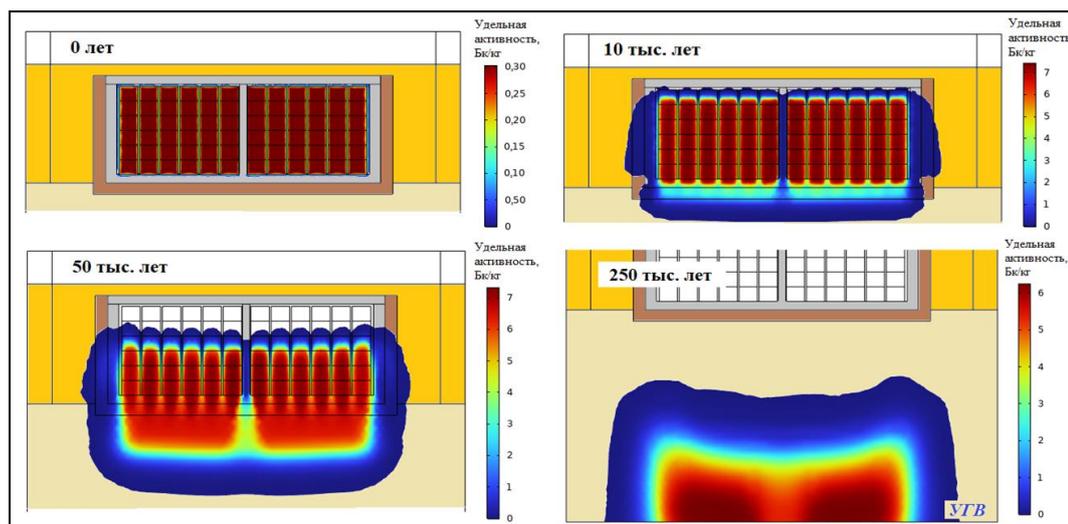


Рис. 4 – Поля удельной активности урана-238 в различные моменты времени

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

На рисунке 4 показано исходное распределение урана-238 в упаковках. К моменту 10 тыс. лет имеется заметное распространение радионуклида за счет диффузии. К 50 тыс. годам происходит вертикальное смещение радионуклида с частичным выходом во вмещающие породы. И наконец, через 250 тыс. лет все количество урана оказывается во вмещающих породах, причем часть его уже покидает зону аэрации, выходя через плоскость УГВ.

Показанная на рисунках удельная активность соответствует содержанию в поровой воде. Начальный момент времени характеризуется низкими значениями удельной активности, поскольку основная часть радионуклида находится в сорбированном состоянии в цементной матрице. При деградации матричного материала радионуклид высвобождается и поступает в поровую воду, и удельная активность растет, что отражено на рисунках для моментов 10 тыс., 50 тыс. и 250 тыс. лет.

Результатом моделирования миграции радионуклидов в ближней зоне является расчет интенсивности поступления радионуклидов на УГВ. Эти результаты являются входными данными для дальнейших расчетов миграции радионуклидов с подземными водами в дальней зоне с использованием региональной геофильтрационной и геомиграционной модели.

На рисунке 5 представлены графики интенсивностей поступления урана-238 на УГВ, полученные на 5 моделях.

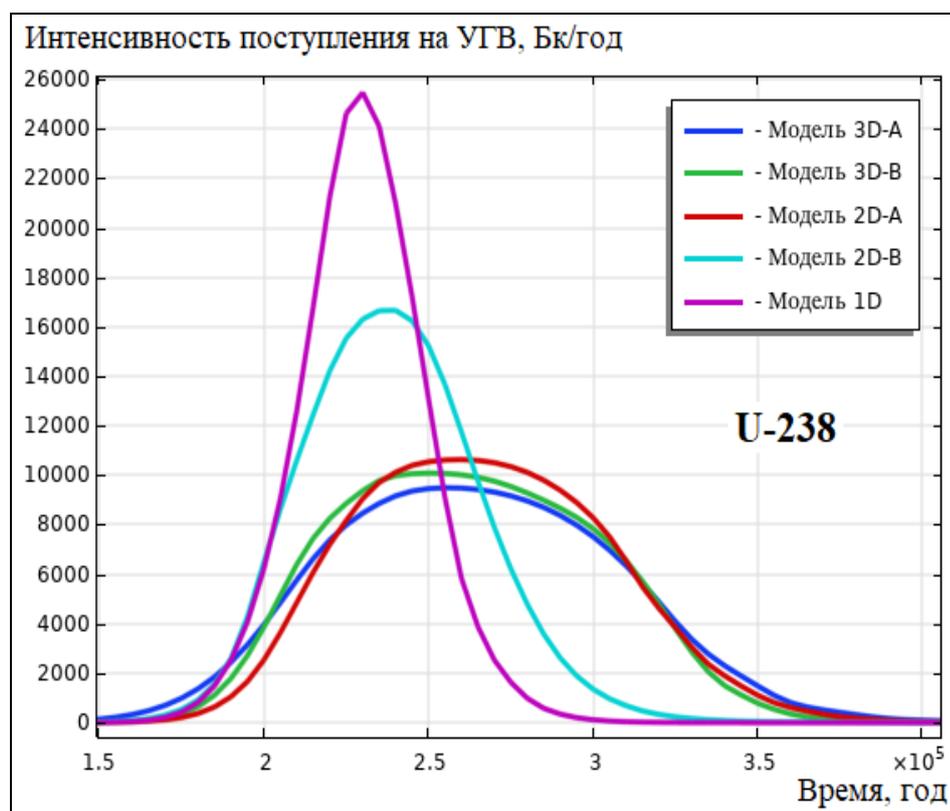


Рис. 5 – Графики интенсивностей поступления урана-238 на УГВ, полученные на моделях: 3D-A – 1D

При выполнении оценок безопасности радиационно опасных объектов заключение о радиационных последствиях основывается на максимальных показателях. В таблице 5

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

приведены максимальные значения интенсивности поступления радионуклида на УГВ, а также количество расчетных ячеек и время, затраченного на расчеты разных моделей.

Таблица 5 – Результаты расчетов на моделях 3D-A – 1D

Модель	Колич. расчетн. ячеек	Время расчета	Макс. интенсивность на УГВ, Бк/год	Время максимума, год
3D-A	8,24 млн.	22 ч.6 м.	9497	2.55E5
3D-B	1,32 млн.	4 ч. 36 м.	10086	2.5E5
2D-A	16,55 тыс.	6 м. 28 с.	10634	2.6E5
2D-B	8,45 тыс	4м. 41 с.	16668	2.4E5
1D	657	32 с.	25470	2.3E5

Наименьшие значения интенсивности поступления на УГВ соответствуют наиболее подробной модели (3D-A), а максимальные значения получены в самой простой одномерной модели (1D).

По данным таблицы переход от самой сложной модели (3D-A) к модели средней сложности (2D-A) приводит к относительно небольшому росту этого показателя – около 12%. Такое отличие результатов упрощенной модели по сравнению с более точным расчетом можно считать приемлемой погрешностью для долговременных прогнозов. При этом время, требуемое на расчеты при переходе от самой сложной модели к модели средней сложности, сокращается примерно в 200 раз. Поэтому переход от сложной трехмерной модели в двумерной с сохранением геометрии расположения упаковок является вполне оправданным.

Дальнейшее упрощение модели приводит к существенному росту максимума интенсивности поступления радионуклида на УГВ: примерно в 2,7 раз для модели 1D.

В этих результатах обнаруживается тенденция: чем проще модель, тем более консервативной она является. Но такое заключение справедливо только в том случае, если имеется простая геометрия и, особенно, если имеется однородное распределение потоков.

В других наших работах [5,6] было показано, что одномерные модели миграции радионуклидов из сооружений хранения/захоронения РАО могут давать сильно заниженные результаты из-за невозможности учесть проявление локальных эффектов. Поэтому мы отошли от применения одномерных, а также камерных моделей, поскольку для проверки их адекватности нужно все равно использование более сложных моделей.

Представленные результаты расчетного моделирования миграции радионуклидов из ППЗРО с использованием моделей с разной степенью детализации их геометрической структуры приводят к следующим выводам.

1. В качестве базового варианта модели миграции радионуклидов целесообразно использовать двумерную профильную модель, построенную с учетом расположения упаковок с РАО.

2. Модель, выполненная в 3-мерном варианте с максимально достижимой подробностью, может применяться предварительно для определения модельной погрешности в ходе пробных расчетов для одного-двух радионуклидов.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

3. Применение одномерных моделей для консервативных оценок миграции радионуклидов в ближней зоне ППЗРО ограничивается случаями простой геометрии, при которой заведомо известно, что проявление локальных эффектов будет минимальным.

Представленные результаты получены посредством моделирования на программном комплексе COMSOL Multiphysics (ПК COMSOL) [7]. За годы использования COMSOL зарекомендовал себя, как комплекс, хорошо адаптирующийся под все задачи, связанные с оценками долговременной безопасности пунктов захоронения РАО и выводимых из эксплуатации объектов ядерного наследия. COMSOL имеет удобный интерфейс и позволяет создавать качественные и быстро отлаживаемые сложные расчетные модели.

ЛИТЕРАТУРА

1. НП-100-17. Требования к составу и содержанию отчета по обоснованию безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов. М., 2011 – 122 с.
2. Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities, Vol. 2, IAEA, VIENNA, 2004 – 338 p.
3. Šimůnek J., M. Th. van Genuchten and M. Šejna The HYDRUS Software Package for Simulating the Two- and Three-Dimensional Movement of Water, Heat, and Multiple Solutes in Variably-Saturated Porous Media. Technical manual. Version 3.0. Preprint Department of Environmental Sciences University of California Riverside. California. 2012, 260p.
4. Румынин В.Г. Геомиграционные модели в гидрогеологии. – СПб.: Наука, 2011 – 1158 с.
5. Анисимов Н.А, Дрожко Е.Г., Куваев А.А. К вопросу о численном моделировании источников радиоактивного загрязнения грунтов и грунтовых вод при обосновании вывода радиационно опасных объектов из эксплуатации // Вопросы радиационной безопасности. 2019 №4. С. 3-12.
6. Анисимов Н.А, Куваев А.А., Сизоненко Е.В. Численное моделирование миграции радионуклидов в конструкциях и ближней зоне приповерхностного пункта захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. 2022. № 4(25). С. 89 – 100.
7. Коваленко А., Узденова А., Уртенев М., Никоненко В. Математическое моделирование физико-химических процессов в среде COMSOL Multiphysics 5.2. СПб: Изд-во Лань, 2017. 228 с.

ЧИСЛЕННОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛЕЙ ВТОРИЧНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ И ДОЗОВОЙ ОБСТАНОВКИ В ЦИКЛОТРОННОМ КОМПЛЕКСЕ ЦЕНТРА РАДИОНУКЛИДНОЙ ПЭТ-ДИАГНОСТИКИ

А. Н. Клёпов¹, Ю. А. Кураченко¹, О. П. Александрова²

¹НПП «Дионис», Обнинск, Россия

² АНО ДПО «Техническая академия Росатома», Обнинск, Россия

эл. почта: alexklyopov@mail.ru

Введение

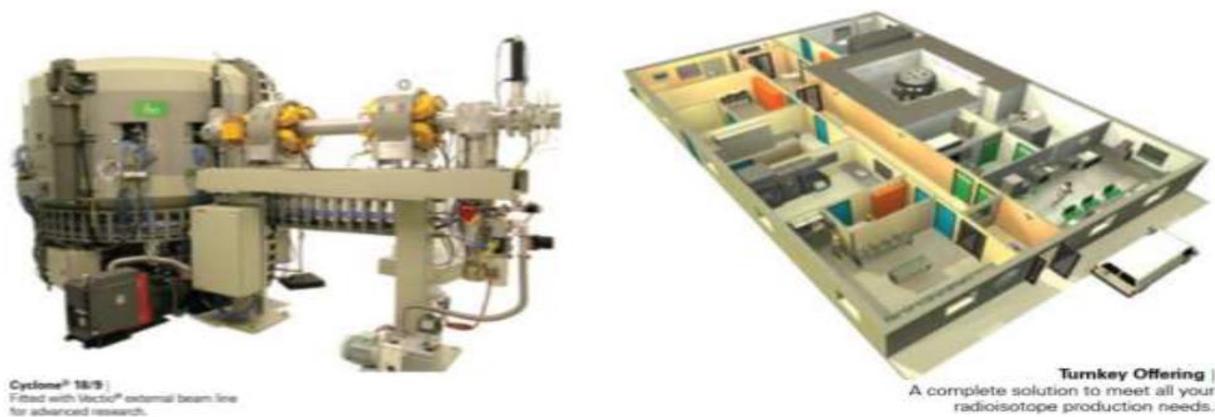
Настоящая работа посвящена численному исследованию биологической защиты для ПЭТ-центра, оснащённого циклотроном Cyclone® 18/9 производства компании IBA

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

(Бельгия), рис. 0.1. Основное назначение данного циклотрона – наработка позитрон-излучающего радионуклида ^{18}F для последующего производства из него радиофармпрепаратов с целью проведения позитронно-томографических исследований онкологических больных.



а)

б)

Рис. 0.1. - а) Конструкция циклотрона Cyclone® 18/9 производства компании IBA (Бельгия). б) Способ размещения циклотрона в бункере.

Анализ работ в части расчётного проектирования и поверки радиационной защиты медицинских циклотронов показывает, что примерно до начала 2000 гг. основными методами расчёта являлись “аналитические” (использование законченных формульных соотношений и табличных данных). В последующий период основу применения данных методов составляют соответствующие руководства Национального совета по радиационной защите США, например, [1], и другие. В то же время, в этот период начинается повсеместное применение статистического подхода на основе метода Монте-Карло, с использованием его различных программных реализаций. Это направление ставит целью не только получение более точных и корректных результатов расчётного проектирования по сравнению с “аналитическими” методиками, но также – расширить возможности расчётного инструментария применительно к новым тенденциям медицинской циклотронной техники и инновациям в радиационной защите, при проектировании которых использование основного руководства [1] является уже неправомерным. Вследствие внедрения в клиническую практику мощных медицинских циклотронов с энергиями пучка 30 МэВ и выше; реализация бункеров с каньоном с несколькими коленами, или с коленами нестандартных геометрий; использование внешней составной защиты для бункера; использование различных локальных защит внутри бункера; внедрение циклотронов с внутренней защитой, для которой характерна, как правило, нетривиальная пространственная геометрия и существенно 3D-гетерогенная (составная) структура защиты. Изученные авторами работы по расчётному проектированию медицинских циклотронов показывают, что они в значительной степени разнородны – по применяемым методическим подходам (упрощённым, или наоборот, достаточно детальным), по используемому расчётному инструментарии (метод Монте-Карло), по уровню сложности объектов проектирования (циклотронов и бункеров),

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

поэтому провести в их отношении упорядоченный сравнительный анализ не представляется возможным. Исходя из этого, представляется целесообразным посвятить данным разработкам, специальную отдельную обзорную работу. Как показал опыт проведения расчётов защиты помещений ПЭТ-циклотрона, [2], источником проникающего излучения (нейтронов и гамма-квантов) при работе циклотрона является исключительно материал мишени, а доза за стенами бункера полностью определяется вторичным гамма-излучением, обусловленным генерацией фотонов при транспорте нейтронов в защите, [2 – 5]. Далее, дозовая обстановка в помещении циклотрона после его выключения в основном формируется за счёт гамма-излучения продуктов активации оборудования. В соответствии с изложенным, основное внимание в данной работе уделено задаче расчёта генерации и транспорта вторичного излучения (нейтронов и гамма-квантов). Эта задача решается единым комбинированным подходом, сочетающим метод статистических испытаний (метод Монте-Карло, см., напр., [6]) и полуэмпирический инженерный метод расчёта глубокого проникновения излучений, основанный на обобщении расчётных технологий, [7–9], и существенно модифицированных применительно к задачам генерации и транспорта вторичного излучения протонных пучков.

1. Расчётные модели и вычислительные технологии

1.1 О проблеме глубокого проникновения излучений.

Наш опыт проведения в течение многих лет расчётов защиты ядерно-технических установок убедительно показал, что для протяжённой защиты больших ядерно-технических установок ослабление интегральных характеристик проникающего излучения (например, дозы) достаточно точно описывается типовой экспоненциальной зависимостью:

$$D(x) = D(x_0) \times \exp[-\Sigma_{rem} \cdot (x - x_0)] \quad (1.1)$$

где x_0 – расстояние от входа излучения в защиту, начиная с которого устанавливается экспоненциальная зависимость дозы от глубины защиты, а Σ_{rem} – характеристика, которую принято называть «сечением выведения», [10], зависящая от материала защиты, типа излучения и его энергии. Нами было неоднократно подтверждено, [4,7 – 9], что результаты прецизионных расчётов с помощью статистических и детерминистских моделей транспорта излучений зачастую вполне удовлетворительно могут быть аппроксимированы выражением (1.1), при этом было установлено, что расстояние x_0 существенно зависит от энергии, типа проникающего излучения (нейтроны или фотоны), а также материала защиты. В данном случае для энергии первичного излучения циклотрона (протоны, 17.5 МэВ) энергия генерируемого проникающего излучения относительно невелика: нейтроны, покидающие мишенное устройство, имеют среднюю энергию ~ 2.1 МэВ (напомним, что средняя энергия нейтронов деления U тепловыми нейтронами ~ 2.0 МэВ); энергия гамма-квантов, покидающих мишень, также не очень велика ~ 2.1 МэВ. При таких энергиях нейтроны, входящие в бетон стены, замедляются на достаточно небольшом расстоянии, а входящие в защиту гамма-кванты практически полностью поглощаются, начиная с глубины ~ 50 см; при этом спектр нейтронов изменяется незначительно, спектр же проходящих защиту исходных (мишенных) фотонов определяется в первую очередь исходным спектром генерации их нейтронами, и во вторую – комптоновским рассеянием и фотопоглощением.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Далее, поведение интегральных характеристик вторичного излучения в бетоне в целом определяется ослаблением потока нейтронов, при этом ослабление фотонов, которые на этих глубинах генерируются нейтронами (первичные фотоны уже поглотились), подобно ослаблению нейтронов – естественно, с другим показателем экспоненты. Здесь нужно подчеркнуть, что данная экспоненциальная модель в настоящей работе используется в комбинации с точной моделью, реализованной в коде MCNPX, [11, 12], семейства программ MCNP, [13]. Предлагаемая комбинированная модель предполагает, тем не менее, длительные расчёты по MCNPX: очевидно, что приведённые выше соображения о действительной точности функционалов за защитой не отменяют необходимости получить возможно наиболее точное значение величины Σ_{rem} для достаточно глубоких слоёв. И здесь необходимо отметить, что если ограничиться точными расчётами до относительно небольшой глубины проникновения излучения при получении из них значения Σ_{rem} , то может оказаться, что для большой глубины проникновения это значение будет непригодно.

Итак, предлагаемый алгоритм выполнения расчётов может быть упрощённо описан следующим образом: длительными расчётами по MCNP/MCNPX «пробивается» максимальная глубина x_{max} в бетоне, на которой значение функционала (дозы) по точности ещё остаётся удовлетворительным (погрешность $\leq 10\%$); из полученных результатов извлекаем необходимое значение Σ_{rem} :

$$\Sigma_{rem} = \frac{\ln \frac{D(x_0)}{D(x_{max})}}{(x_{max} - x_0)}, \quad (1.2)$$

которое и используется в экстраполяциях типа (1.1).

В силу ограниченного объёма статьи мы не излагаем ряда важнейших особенностей развитой методики расчёта; за деталями можно обратиться к нашим работам [2–5, 7–9].

1.2. Модели мишени, циклотрона и помещения циклотрона

Для верхней («консервативной») оценки задавалась модель из только излучающего материала $H_2^{18}O$, без детального описания устройства. Учёт подробностей устройства мишени, вообще говоря, приведёт к уменьшению выхода вторичного излучения, что не отвечает заявленной консервативной оценке. Оптимизационными расчётами выхода нейтронов и фотонов нами было определено количество материала мишени, при котором выход излучения максимален (на один протон пучка). Радиус пучка 0.5 см совпадает с радиусом цилиндрической мишени (высота цилиндра 0.5 см). Циклотрон моделировался прямым цилиндром с габаритами, совпадающими с внешними габаритами циклотрона; цилиндр был заполнен магнитной сталью плотностью 1/3 от реальной. Столь простая модель, тем не менее, является вполне адекватной для расчёта как активации (активируются нейтронами извне только поверхностные слои ярама циклотрона), так и для расчёта доз в помещении, обусловленных этой активацией (активированная сталь ярама в глубине экранирована внешними слоями, «не выпускающими» гамма-излучение в помещение). Характеристики магнитной стали заимствованы из [14]. Далее, помещение циклотрона моделировалось параллелепипедом, заполненным воздухом; циклотрон расположен в помещении несколько ассиметрично; габариты помещения – 5×4×3 м, были взяты в соответствии с техническим заданием на расчёт защиты.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

2. Мишень как источник вторичного излучения

2.1. Расчёт выхода вторичного излучения

Серийные расчёты выполнены для цилиндрической мишени из H_2O_{18} с радиусом 0.5 см, совпадающем с радиусом пучка протонов при переменной высоте мишени. Радиальное распределение протонов в пучке было задано в соответствии с общепринятым (по Гауссу, [11]). Протоны пучка направлены перпендикулярно основанию цилиндрической мишени. В результате выполненных расчётов была определена высота мишени, при которой в данных условиях выход нейтронов максимален. Дифференциальные характеристики излучений, выходящих с поверхности мишени представлены на рис. 2.1- 2.2 (спектральные распределения), данные по флюенсам нормированы на 10^{10} протонов источника; интегралы по нормализованным спектрам равны 1.

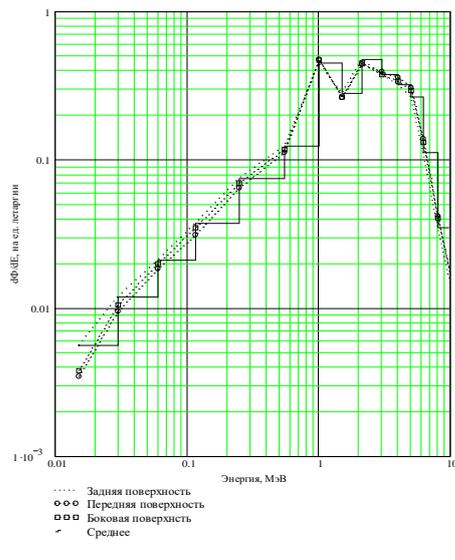


Рис. 2.1 - Спектральные распределения фотонов утечки

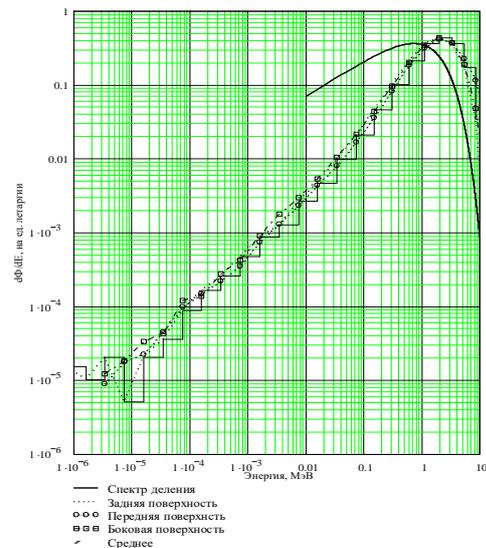


Рис. 2.2 - Спектральные распределения нейтронов утечки (дан спектр деления ^{235}U тепловыми нейтронами).

Также в работе были рассчитаны дифференциальные спектральные данные по флюенсам нейтронов и фотонов по глубине мишени, по её оси, которые здесь не приводятся из экономии объёма.

3. Характеристики поля излучения внутри бункера

3.1. Основные положения

Принцип выбора контрольных точек можно уяснить из рис. 3.1, 3.2. В расчёт включаются все точки, лежащие в прямой видимости мишени и на стыке стен, а также точка за циклотроном на высоте мишени. Для каждой проекции (XZ, XY) вводится своя нумерация контрольных точек, координаты которых здесь не приводятся из соображений экономии места.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

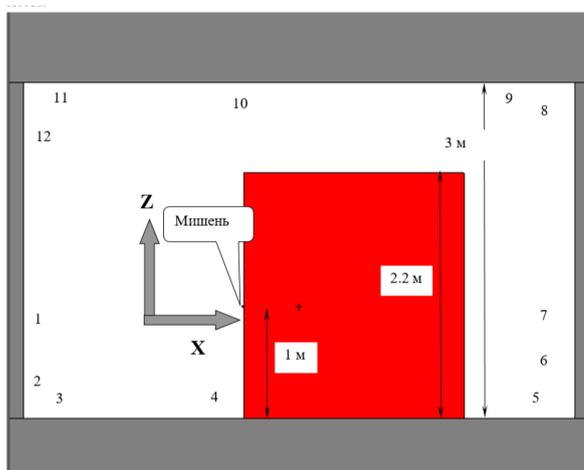


Рис. 3.1 - XZ-проекция помещения с указанием контрольных точек.

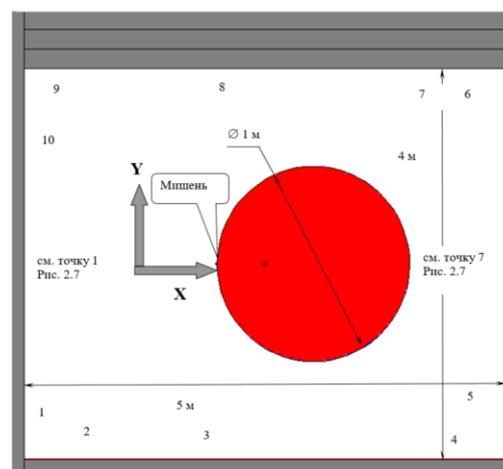


Рис. 3.2 - XY-проекция помещения с указанием контрольных точек.

3.2. Флюенсы и спектры нейтронов в контрольных точках

На рис. 3.3 представлена дифференциальная информация по нейтронам, полученная для контрольных точек 1-6, указанных в проекции XZ; информация по другим контрольным точкам не приводится из экономии объёма. Здесь можно сделать следующие выводы: 1) спектры нейтронов в контрольных точках выглядят достаточно единообразно: в них наличествует «жёсткая» компонента и «мягкая» при незначительности «промежуточной»; 2) «жёсткая» компонента составлена из практически не испытавших взаимодействия нейтронами мишени + рассеянными на относительно тяжёлых ядрах материала циклотрона, и в меньшей степени – на ядрах средней массы бетонных стен; 3) «мягкая» компонента обусловлена одно- и многократным рассеянием в бетоне ограждений (включая пол и перекрытия); 4) рассеяние в воздухе не играет практической роли; 5) незначительность «промежуточной» компоненты определена малой вероятностью для быстрого нейтрона в результате нескольких рассеяний в бетоне «развернуться» и выйти из стены; 6) при этом вклад многократных рассеяний в стенах и, тем более, в воздухе, ничтожен из-за малости сечений соответствующих элементов; 7) большие значения флюенса в точке 4 XZ по сравнению со значениями в точке 1 (на прямой с направлением протонного пучка) объяснимо меньшим расстоянием точки 4 от источника (100 см vs 200 см); 8) «мягкий» спектр в заднем полупространстве (точки 5-9, XZ, спектральные характеристики для этих точек здесь не приводятся) объясняется, как меньшими энергиями нейтронов источника, выходящих в заднее полупространство, так и «работой» материала циклотрона (рассеяние); 9) в этих условиях больше роль многократных рассеяний от стен, и вклад этих процессов «поднимает» промежуточную и мягкую компоненту, что отражается и на флюенсах, и на спектрах; 10) в тех же точках (точки 5 – 9 XZ) отмечается экранирующая роль циклотрона: значения флюенсов в них в 3 – 5 раз меньше (здесь не показано), чем в точках переднего полупространства; 11) естественно, также вносит свой вклад ещё и анизотропия источника, особенно существенная для нейтронов; 12) меньшие значения флюенса в точке 10 XZ (здесь не показано), по сравнению со значениями в точке 1 (на прямой с направлением протонного пучка), объяснимо, в основном, анизотропией источника: поток под углом $\sim 90^\circ$ на 30 – 40% меньше потока вперёд; 13) дополнительно работает рассеяние в циклотроне, незначительное для точки 1; 14) различие характеристик в «квазисимметричных» точках (2, 3 XZ; и 11, 12 XZ – здесь не показано) объясняются различным расстоянием этих пар

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

от источника, асимметрией циклотрона по высоте, т. е., экранировка рассеянных от стен нейтронов для нижних точек и прострелом рассеянных от стен нейтронов для верхних точек, что приводит к смягчению спектра. Также нужно указать что подобные же закономерности наблюдаем и во флюенсах и спектрах для проекции ХУ, которые не приводятся здесь из экономии места.

3.3. Дозы в контрольных точках

На интервале $[0 - 20 \text{ МэВ}]$, соответствующем расчётному диапазону энергии, для нейтронов и фотонов каждого элемента был построен, в двойных логарифмических координатах $(E, H^*(10))$, аппроксимирующий кубический сплайн $S^{n/\gamma}(E, H^*(10))$ – с целью получения гладкой функции. Подобным же образом на значениях флюенса Φ (рис. 3.3, флюенсы фотонов здесь не показаны) на том же интервале $[0 - 20 \text{ МэВ}]$, в двойных логарифмических координатах (E, Φ) для нейтронов и фотонов каждого элемента защиты был построен аппроксимирующий кубический сплайн $P^{n/\gamma}(E, \Phi)$. После этого выполнена свёртка и получены значения дозы в контрольных точках:

$$D^{n/\gamma} = \int_0^{20 \text{ МэВ}} S^{n/\gamma}(E) \times P^{n/\gamma}(E) dE, \quad (2.1)$$

которые в соответствующей нормировке представлены в табл. 3.1 (проекция ХZ); результаты в проекции ХУ не приводятся из экономии места. Полученные результаты свидетельствуют, что: 1) «поведение» дозы как нейтронов, так и фотонов в контрольных точках, в целом следует полному потоку; 2) данное обстоятельство объясняется незначительным изменением формы спектра в пределах обоих полупространств (для каждого из них этот спектр характерен, особенно для нейтронов); 3) величины доз нейтронов существенно выше для всех контрольных точек, что связано с существенно меньшими значениями AMBIENTНОГО эквивалента дозы на единичный флюенс у фотонов; 4) в результате при практическом равенстве флюенсов нейтронов и фотонов, получается значительное преобладание дозы нейтронов в контрольных точках. Отметим в качестве важного вывода, что, несмотря на большой выход фотонов из мишени, рис.2.1, доза в контрольных точках определяется нейтронами, и с практической точки зрения дозой фотонов внутри помещения циклотрона можно вполне пренебречь.

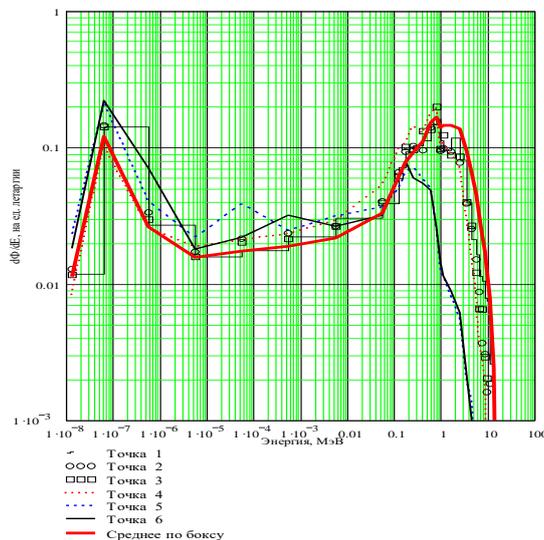


Рис. 3.3 - Нормированные спектральные распределения нейтронов (контрольные точки 1 – 6 и среднее по помещению)

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Таблица 3.1 - Дозы в помещении циклотрона (проекция XZ)

	Доза, 10^{-17} Зв/протон		
	Нейтроны	Фотоны	Полная
1	1.65	0.0249	1.68
2	1.41	0.0239	1.44
3	1.45	0.0219	1.47
4	2.07	0.0338	2.11
5	0.0965	3.82e-3	0.0999
6	0.104	3.81e-3	0.108
7	0.120	3.91e-3	0.124
8	0.146	4.72e-3	0.151
9	0.124	4.98e-3	0.129
10	0.747	0.0141	0.761
11	0.995	0.0177	1.01
12	0.967	0.0172	0.984

4. Транспорт излучения в стенах

Конфигурация стен бункера показана на рис. 4.1, 4.2., полученных непосредственно из файла входных данных MCNP, показан принцип разбиения стен на плоские слои: 1) при разбиении на слои есть возможность получить дифференциальную информацию посредством оценки «поток в ячейке»; использование не очень надёжной оценки «поток в детекторе» в данной задаче по глубине неэффективно из-за малой статистики, а статистика в оценке «поток в ячейке» для большой ячейки будет лучше; 2) кроме того, разделение стены на слои позволяет задать дифференцированно «функцию ценности» для каждого слоя; использование этой опции позволяет увеличивать количество частиц при пересечении границы слоя, например, удваивать, учетверять, и т. д., каждый нейтрон, пересекающий границу; в окончательном результате это «размножение» будет корректно учтено; 3) применение возрастающей по глубине функции ценности обычно резко улучшает сходимость результата. Толщины стен бункера были выбраны разработчиками расчётного комплекса (в том числе, авторами настоящей работы) из опыта предыдущих численных исследований биологической защиты различных ядерно-энергетических и медицинских установок, и равны: Западная стена (W) – 200 см; Восточная стена (E) – 180 см; Южная стена (S) – 200 см; Северная стена (N) – 200 см. Условные наименования стен поясняются на рис. 4.1, 4.2. Все слои имеют одинаковую толщину 20 см. В результатах показаны только те, которые имеют погрешность полного флюенса (интеграла групповых флюенсов, см. табл. далее) $\leq 10\%$. Следует отметить исключительно высокую «ресурсоёмкость» расчётов Монте-Карло при решении этой задачи, особенно большие временные затраты, даже для больших ячеек, причём, при использовании современного мультипроцессорного сервера с большой тактовой частотой. В силу большого объёма полученных расчётных данных, результаты (спектры, дозы) для восточной, южной и северной стен, в настоящей статье не приводятся.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов



Рис. 4.1 - XZ-проекция помещения с включением стен

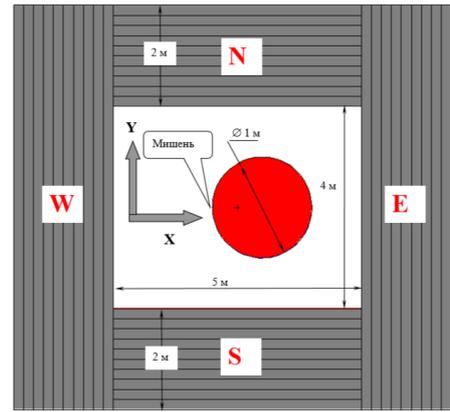


Рис. 4.2 - XY-проекция помещения с включением стен.

4.2. Западная стена

Эта стена (наиболее напряжённая по облучению) расположена в направлении максимума источника – как нейтронов, так и фотонов и не экранируется циклотроном. При толщине стены здесь 200 см, удалось «пробиться» (т. е. достигнут интеграл флюенса с погрешностью $\leq 10\%$) до глубины ~ 150 см для нейтронов, и ~ 190 см для фотонов.

4.2.1. Флюенсы и спектры нейтронов

Для примера, на рис. 4.4 графически представлен нормализованный (интеграл под графиком равен 1.) спектр нейтронов в западной стене с глубины 90 см; полученные данные до глубины 90 см, в силу ограниченного объёма статьи, здесь не приводятся. Представленные результаты свидетельствуют о том, что стабилизация спектра нейтронов происходит, начиная с ~ 30 см, и, начиная с 70 – 90 см, форма спектра неизменна, что определяет условия применения здесь комбинированной расчётной технологии.

4.2.2. Флюенсы и спектры фотонов

Расчитанные данные по фотонным спектрам в стене, в силу ограниченного объёма статьи, здесь не приводятся, поэтому ограничимся итоговым комментарием. Полученные результаты свидетельствуют о том, что спектры фотонов достаточно консервативны по форме для всех толщин. Не является неожиданностью то обстоятельство, что удалось «пробиться» практически до полной глубины в стене: внутри стены уже с относительно небольшой глубины влияние фотонов источника (мишени) незначительно, и вся доза формируется вторичным гамма-излучением. Это излучение обусловлено радиационным захватом и неупругими процессами (рассеяние, выход заряженных частиц). По мере проникновения на всё большую глубину происходит уменьшение генерации вторичного излучения на меньших флюенсах нейтронов и «расплывание» фотонов от центра к периферии стены - на входе в стену фотоны источника образуют достаточно выраженное ограниченное «пятно». Указанные основные процессы приводит к тому, что с глубиной всё более возрастает вклад в дозу вторичных фотонов, пришедших из слоёв меньшей глубины, сравнительно с вкладом фотонов, родившихся в ближней окрестности. Это глубокое проникновение усугубляется тем, что в указанных взаимодействиях на ядрах материалов бетона генерируются проникающие фотоны с энергией до ~ 10 МэВ. Отметим, что спектр фотонов в бетоне существенно «жестче», чем спектр внутри помещения, что как раз и обусловлено генерацией в бетоне высокоэнергетических фотонов, в то время, как в помещении велика роль «мягких», многократно рассеянных от стен фотонов, и

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

относительно мягких фотонов, обусловленных квазиальbedo «нейтрон-гамма-квант», вышедших из стены после сброса энергии в комптоновских взаимодействиях.

5. Расчёт доз в стенах и за стенами бункера

5.1 Алгоритм расчёта доз

Вход излучения в бетон. Значения доз в контрольных точках на высоте 100 см от пола помещения циклотрона, и на прямой линии с мишенью (т. е., практически в центре стены), будут использованы для нормировки решения. Это вполне корректно для стен с большим «пятном» источника излучения на входе, и не совсем корректно, когда источник – тонкий луч. Но, благодаря тому, что источник, вообще говоря, не обладает сильной анизотропией, и не может интерпретироваться как тонкий луч даже для Западной стены, такой подход оправдан. Эти значения доз, обозначаемые как $D_0^{n/\gamma}$, для всех стен получаются на входе в стену посредством сплайн-интегрирования по энергии. Расчёт доз в бетоне. На интервале [0 – 20 МэВ], соответствующем расчётному диапазону энергии, с целью получения гладких функций для (E, $N^*(10)$) нейтронов и фотонов для каждого элемента защиты, конструируются (в двойных логарифмических координатах) соответствующие аппроксимирующие кубические сплайны $S^{n/\gamma}(E, N^*(10))$. Подобным же образом (см. предыдущий раздел), на значениях флюенса $\Phi(E, x_i)$, полученных в бетоне на том же интервале [0 – 20 МэВ] для нейтронов и фотонов, конструируются (в двойных логарифмических координатах (E, Φ)) аппроксимирующие кубические сплайны $P^{n/\gamma}(E, \Phi)$. Здесь x_i – координаты средин слоёв, начиная с первого, и кончая тем слоем, для которого погрешность флюенса ≤ 10 %. После этого выполняется свёртка и получаются непрерывные по энергии распределения доз в бетоне:

$$D^{n/\gamma}(x_i) = \int_0^{20 \text{ МэВ}} S^{n/\gamma}(E) \times P^{n/\gamma}(E, x_i) dE, \quad (5.1)$$

Сплайн по глубине стены. В полулогарифмическом масштабе (аргумент x и функция $\log[D^{n/\gamma}(E, x)]$) строится кубический сплайн, интерполирующий дозы только для «хороших» значений характеристик поля излучения, тем самым, обеспечивая необходимую непрерывную гладкую дозовую функцию для последующей её экстраполяции. Экстраполяция «в нуль»: нормировка решения. С помощью сплайна по глубине выполняется экстраполяция на вход в стену; формально сплайн строится, начиная с первой точки, $x_1 = 10$ см, а значения для нормировки, взятые для контрольных точек внутри помещения, как раз расположены непосредственно на поверхности стены $x = 0$. Затем сплайн перенормируется посредством умножения на величину $\frac{D_0^{n/\gamma}}{D_0^{n/\gamma}}$, где

$D_{0,extr}^{n/\gamma}$ – значение дозы, полученное экстраполяцией, а $D_0^{n/\gamma}$ – дозы, полученные для контрольных точек. Экстраполяция «наружу»: решение на внешней поверхности. С помощью сплайна по глубине выполняется экстраполяция на внешнюю поверхность стены (последняя опорная точка сплайна находится в глубине стены).

5.2. Западная стена

График на рис. 5.1 представляет сплайн и перенормированную кривую дозы для западной стены (с экстраполяцией на границу стены); кружками показаны значения перенормированных доз в центральных точках слоёв. Дозы представлены в единицах 10^{-17} Зв на 1 протон. Ниже, в п.п. 5.2, представлены дозы на внешней поверхности стен в нормировке на штатные параметры циклотрона.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

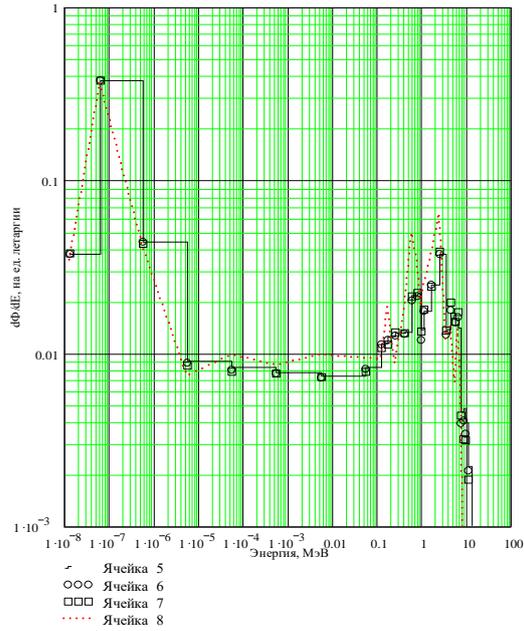


Рис. 4.4 - Нормированные спектральные распределения нейтронов (глубина 90 -150 см).

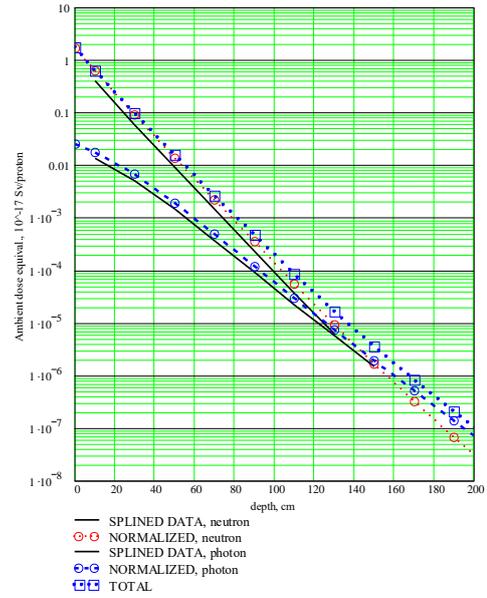


Рис. 5.1 - Сводный график распределения доз в Западной стене (полная доза).

5.2. Сводная таблица доз на внешних поверхностях ограждений

В табл. 5.1 представлены мощности доз на внешней поверхности защитных стен для максимального тока протонов на мишени 150 мкА.

Таблица 5.1 - Мощность дозы на внешней поверхности защитных стен

	Мощность дозы, мкЗв/час		
	Нейтроны	Фотоны	Сумма
Западная стена	1.02	2.38	3.39
Восточная стена	0.0109	1.31	1.32
Южная стена	0.118	1.92	2.04
Северная стена	0.284	1.63	1.91

В соответствии с нормативными требованиями (НРБ-99/2009), в смежных к бункеру помещениях, на которые выходят внешние поверхности указанных бетонных ограждений, обеспечиваются допустимые уровни облучения персонала ПЭТ-центра.

Заключение

Полученные авторами, и представленные здесь результаты численных исследований параметров биологической защиты были использованы ими в процессе участия в проектировании защитных ограждений циклотронного комплекса отечественного ПЭТ-центра, организованного на базе циклотрона Cyclone® 18/9 производства компании ИВА (Бельгия), который был введен в эксплуатацию.

ЛИТЕРАТУРА

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

1. NCRP Report № 144. Radiation protection for particle accelerator facilities. Issued 31 December 2003, revised 7 January 2005. National Council on Radiation Protection and Measurements. Bethesda: USA. – 499 p.
2. Александрова О. П., Кураченко Ю. А., Клёпов А. Н. Расчётные исследования полей вторичных излучений дозовой обстановки в бункере ПЭТ-центра (GE PETtrace) // Материалы Всероссийского форума «РАДИОФАРМАЦЕВТИКА – РАДИОФАРМИНДУСТРИЯ – ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА – 2025». Сб. научных трудов. – М.: НИЯУ МИФИ, 2025. – с. 16 – 49.
3. Александрова О.П., Кураченко Ю.А., Клёпов А.Н., Калистая М.С. Расчёт радиационной защиты центра протонной терапии с циклотронным пучком 230 МэВ // «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». Сб. тезисов докладов 10-й юбилейной Российской научной конференции. г. Москва – г. Обнинск, 22-25 сентября 2015 г. – г. Обнинск: НОУ ДПО «ЦИПК Росатома»; 2015. – с. 321–322.
4. Клёпов А.Н., Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С., и соавт. Применение методов математического моделирования в ядерной медицине/ Под ред. д.ф.-м.н. Е.С. Матусевича. – Обнинск: Из-во «СОЦИН», 2006. – 204 с.
5. Кураченко Ю.А. Расчётные технологии для нейтронных терапевтических пучков / Обнинск: ОИАТЭ. – 2014. – 96 с.
6. Спанье Дж., Гелбард Э. Метод Монте-Карло и задачи переноса нейтронов: пер. с англ. под ред. А.Д. Франк-Каменецкого. М., Атомиздат, 1972. – 271 с.
7. Кураченко Ю.А. Полуэмпирический метод расчёта полей излучений в защитных композициях. – В кн.: Численное решение уравнения переноса в одномерных задачах. Сборник науч. трудов под ред. д. физ.-мат. н. Т.А. Гермогеновой. – М., ИПМ им. М.В. Келдыша, 1981 г. – с. 137-153.
8. Кураченко Ю.А., Панфилова Е.И. Оптимизация параметров полуэмпирической модели расчёта прохождения излучений. – В кн.: Численное решение уравнения переноса в одномерных задачах. Сб. науч. трудов под ред. д. ф.-м. н. Т.А. Гермогеновой. – М.: ИПМ им. М.В. Келдыша, 1981 г. – с. 154 –164.
9. Кураченко Ю.А. Реакторные пучки для лучевой терапии. Расчётные модели и вычислительные технологии / Saarbrücken: Deutschland. Palmarium Academic Publishing, OmniScriptum GmbH&Co. RG. 2013. – 372 p.
10. Защита от ионизирующих излучений: В 2 т. Т. 1. Физические основы защиты от излучений / под ред. Гусева Н.Г. – М.: Энергоатомиздат. 1989. – 512 с.
11. MCNPX User's Manual. Version 2.3.0, April 2002 / LA-UR-02-2607.
12. MCNPX User's Manual. Version 2.4.0, September 2002 / LA-CP-02-40.
13. Judith F. Briesmeister. MCNP (A General Monte Carlo N-Particle Transport Code) User's Manual, Los Alamos National Laboratory Report, LA-13709-M, Version 4C UC 700 (April 10, 2000).
14. Petrie L.M., Fox P.B., Lucius K. STANDARD COMPOSITION LIBRARY / Office of Nuclear Material Safety and Safeguards. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Washington, DC / UREG/CR-0200; Revision 5, Volume 3, Section M8 / ORNL/NUREG/CSD-2/V3/R5.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ВО ВРЕМЯ ПРОЦЕССА РАЗБАВЛЕНИЯ ВОУ ТОПЛИВА РЕАКТОРА ИГР

И. В. Прозорова, А. А. Прозоров, А. К. Мухамедиев, Ю. А. Попов, Ю. Ю.
Бакланова, В. А. Поспелов

Институт Атомной Энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

эл. почта: Prozorova@nnc.kz

Аннотация

В филиале ИАЭ РГП НЯЦ РК разработана технология разбавления и иммобилизации, облученного уран-графитового топлива (УГТ) импульсно-графитового реактора (ИГР) [xxii] и в настоящее время создается участок для ее реализации. Иммобилизация облученного УГТ реактора ИГР предполагается с использованием метода цементирования, а процесс разбавления - методом сухого смешивания высокообогащенного топлива (ВОУ) реактора ИГР с обедненным диоксидом урана.

В рамках настоящей работы рассмотрен сценарий радиационной обстановки, учитывающий полный технологический цикл переработки облученного ВОУ топлива.

Актуальность данной работы связана с необходимостью проведения анализа радиационной обстановки на каждом этапе процесса долговременной изоляции радиоактивных материалов для формирования требований к проектированию, строительству и эксплуатации объектов участка и обеспечения мер по защите персонала.

Целью работ была оценка безопасности участка разбавления и иммобилизации ВОУ топлива реактора ИГР и предложение решений для уменьшения воздействия радиационного излучения от оборудования на персонал. Результаты исследований были применены для внесения изменений в проект строительства объекта и обоснования использования дополнительного оборудования, обеспечивающего нормальное ведение технологического процесса.

Введение

В настоящее время в филиале ИАЭ РГП НЯЦ РК проводятся организационные работы по строительству участка разбавления и иммобилизации ВОУ топлива (далее – Участок) исследовательского реактора ИГР. На данном объекте планируется перерабатывать топливо реактора ИГР, выгруженное из активной зоны реактора в 1966 году.

Облученное УГТ ИГР, имеет степень обогащения до 90 % по ^{235}U , что классифицируется как высокообогащенный уран (ВОУ), а для вывода ядерного материала из-под гарантий МАГАТЭ, предполагается снижение обогащения топлива до уровня 5 % по ^{235}U . В качестве проектного решения для этапа разбавления ВОУ топлива был выбран метод сухого смешивания. Данный метод заключается в совместном измельчении топлива и обедненного диоксида урана до фракции ≈ 200 мкм в заданных соотношениях. Далее, «разбавленное» таким образом топливо иммобилизуется методом цементирования. Цементация топлива - облученного, но уже низкообогащенного, выполняется в бочке типа «А» (55 галлон), со встроенным смесителем, по разработанному технологическому регламенту и использованием установленной рецептуре матрицы [xxii, xxiii]. При этом концентрация топлива в цементной матрице составляет не более 50 ppm по ^{235}U [xxiv, xxv].

Основными производственными участками при реализации технологического процесса являются: участок временного хранения суточной партии топлива, участок

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

иммобилизации (процесс измельчения топлива и «разбавителя» и процесс цементации) и участок выдержки бочек (процессе твердения раствора матрицы).

Актуальность данной работы связана с необходимостью проведения анализа радиационной обстановки на каждом участке технологического процесса долговременной изоляции радиоактивных материалов для формирования требований к проектированию, строительству и эксплуатации оборудования участка, а также обеспечения мер по защите персонала.

Исходные данные для расчета

За время эксплуатации данной активной зоны (в период с 1962 по 1966 годы) топливо получила дозу 4×10^{18} н/см². Максимальная температура во время работы реактора составила ≈ 2000 К, а выгорание топлива - менее 1 %.

Обращение с облученными элементами активной зоны реактора ИГР, предполагается как в виде блоков (рисунок 1) и стрижней, так и виде их фрагментов.

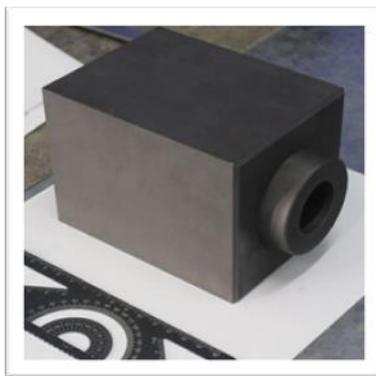


Рис. 1 - Графитовый блок

Радионуклидный состав топлива (расчетный), а также характеристики нуклидов в блоках активной зоны реактора представлены в таблице 1.

Таблица 1 – Количество и активность нуклидов облученной активной зоны реактора ИГР

№	Нуклид	N (число ядер нуклида)	Q (активность нуклида), с ⁻¹
1	¹³⁷ Cs	$9,65 \cdot 10^{20}$	$7,03 \cdot 10^{11}$
2	⁹⁰ Sr	$8 \cdot 10^{20}$	$6,15 \cdot 10^{11}$
3	¹⁵¹ Sm	$9,03 \cdot 10^{19}$	$2,2 \cdot 10^{10}$
4	⁹⁹ Tc	$2,71 \cdot 10^{21}$	$2,21 \cdot 10^8$
5	¹⁵⁵ Eu	$1,36 \cdot 10^{16}$	$6,04 \cdot 10^7$
6	⁹³ Zr	$3,11 \cdot 10^{21}$	$4,38 \cdot 10^7$
7	¹³⁵ Cs	$3 \cdot 10^{21}$	$2,86 \cdot 10^7$
8	¹²⁹ I	$5,93 \cdot 10^{20}$	$8,3 \cdot 10^5$
9	¹⁰⁷ Pd	$1,3 \cdot 10^{20}$	$4,2 \cdot 10^5$

Измеренная мощность эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения на поверхности уран-графитовых блоков, находящихся в хранилище ядерных материалов составляет величину порядка от 2 до 2,5 мЗв/ч, а на расстоянии 10 см от одного блока облученного топлива – около 0,33 мЗв/ч.

Преимущественный вклад в уровень гамма-излучения вносит нуклид ¹³⁷Cs. При этом активность ¹³⁷Cs в одном графитовом блоке с массой 2 кг была принята 10^8 Бк.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Первоначально были выполнены работы по переупаковке ВОУ топлива в суточные контейнеры как выполнение первичной процедуры для дальнейшего разбавления облученного ВОУ топлива. Извлечены 640 блоков облученного ВОУ топлива из контейнеров хранения и размещены в суточные контейнеры. Это позволило подготовить его к дальнейшему разбавлению.

Технологическая схема разбавления ВОУ топлива: в первую очередь уран-графитовые блоки подвергаются предварительному дроблению и измельчению. Для этого будут использоваться щековая дробилка, позволяющая загрузку облученного блока целиком и обеспечивающая его измельчения до фракций от $25 \div 5$ мм. Дальнейшее измельчение топлива осуществляется одновременно с обедненным диоксидом урана в шаровой или ротационной мельнице тонкого помола.

На следующем этапе производится цементирование, при этом доля вводимых твердых радиоактивных отходов не должна превышать 20%. Финальной стадией является залив и перемешивание цементной смеси в контейнеры – 200 литровые бочки и их последующая транспортировка в специализированные хранилища.

На рисунке 2 представлен проект Участка. Помещения проектируемого здания разделены на зоны с различными уровнями радиационной безопасности, с соответствующими ограничениями доступа. Планировка и конструктивные решения здания разработаны с учетом требований радиационной защиты, включая использование защитных барьеров и конструктивных элементов для минимизации радиационного излучения. ВОУ топливо на всех стадиях работы будет находиться внутри специальных контейнеров и оборудования - открытое обращение не предусмотрено. Конструкция технологического оборудования является надежной и удобной в эксплуатации, обладает необходимой герметичностью, обеспечивает возможность применения дистанционных методов управления и контроля за ходом работы оборудования, оборудование изготавливается из коррозионно-стойких и радиационно-стойких материалов, поддающихся дезактивации.

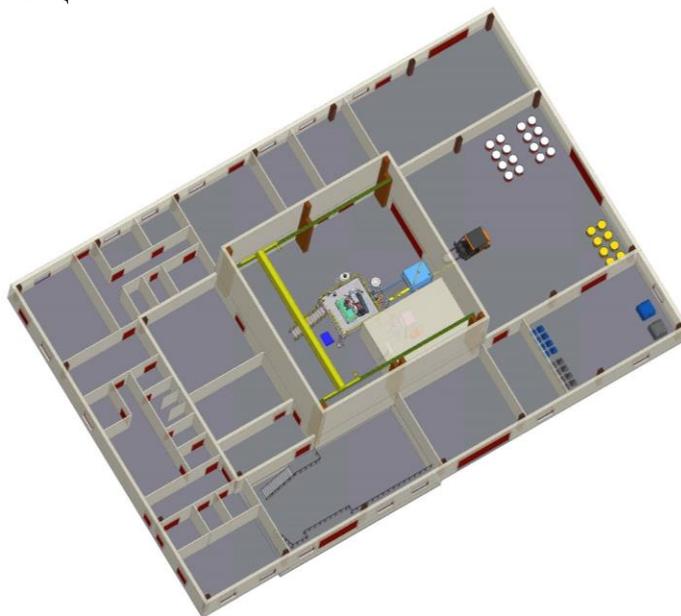


Рис. 2 - Проект участка разбавления и иммобилизации ВОУ топлива

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

По проекту нахождение персонала в помещении с высокими уровнями излучения ограничено по времени, рассчитанного на то, чтобы не превышать допустимый уровень облучения.

В рамках настоящей работы рассмотрен сценарий радиационной обстановки, описывающий полный технологический цикл переработки: от загрузки графитового блока в дробилку до помещения цементированного НОУ топлива в контейнер. На всех этапах цикла: измельчения, смешивания, цементирования - материал сохраняет радиоактивность, а возникающие мелкодисперсные фракции распыляются в пределах оборудования, формируя локальную радиоактивную среду.

В зонах, где проводится работа с ВОУ топливом для защиты персонала **после проведения расчетов** по радиационной безопасности (РБ) для уменьшения воздействия радиационного излучения было предусмотрено использование:

- от оборудования установки измельчения - радиационно-защитных матов РЗМ Абрис-1, РЗМ Абрис-2, РЗМ Абрис-3
- от заполненной бочки на установке смешивания - радиационно-защитных передвижных ширм ЗС-311А
- от заполненных бочек на участке выдержки заполненных бочек - радиационно-защитных передвижных ширм ЗС-321А.

Также в проекте предусмотрена организация дозиметрического контроля.

Методика проведения расчетов

При проведении анализа безопасности участка разбавления выполнены нейтронно-физические расчеты. Расчеты были выполнены в 3D геометрии с использованием кода MCNP6. При постановке задач расчетов и построении расчетных моделей использовались консервативные подходы и оценки. Для визуализации был использован графический редактор The Visual Editor, Excel.

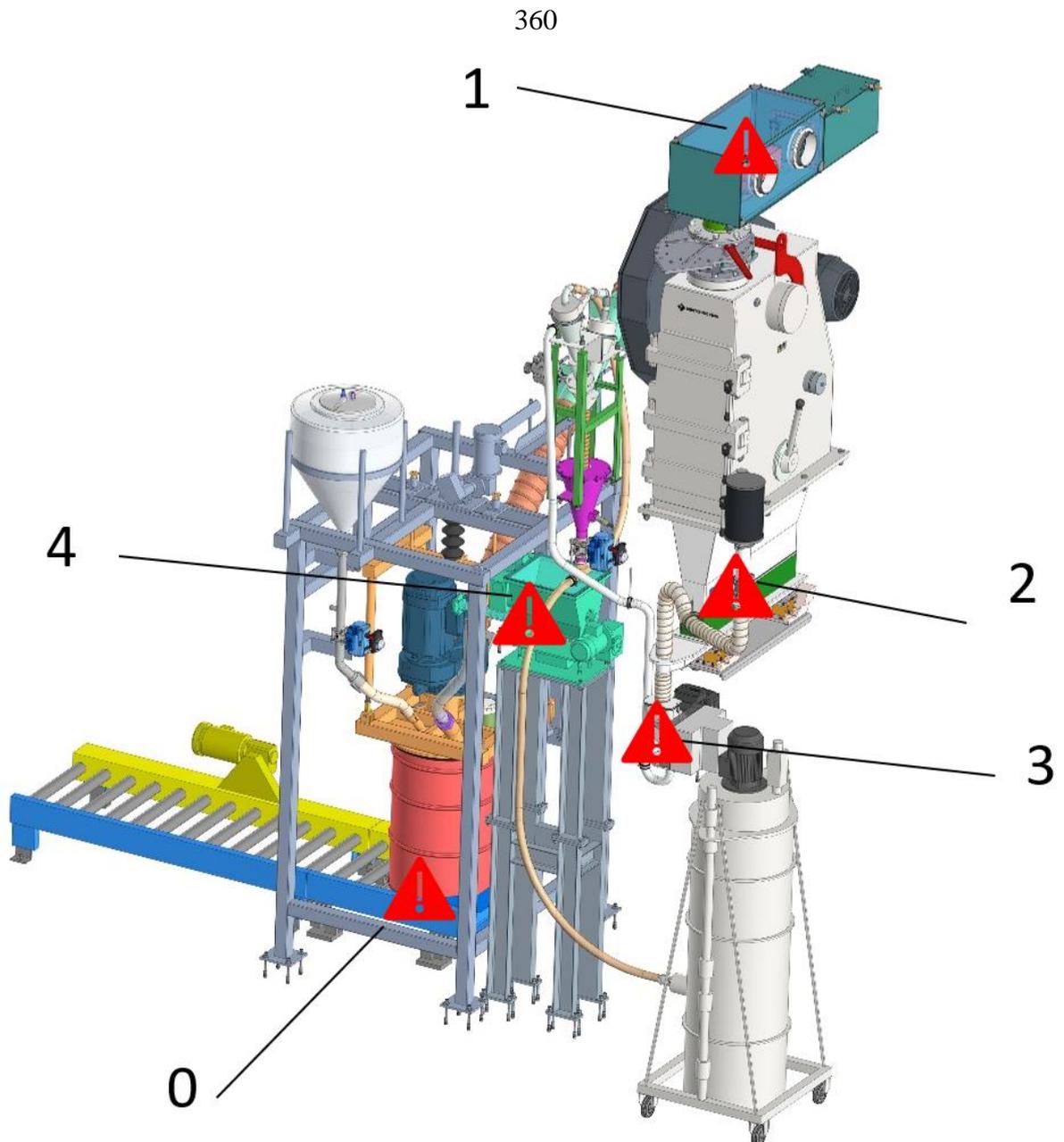
В связи с отсутствием информации о количественном расположении топлива в каждой точке установок для упрощения расчета были приняты следующие допущения:

Установлено положение топлива в 5-х точках, которые соответствуют максимальному количеству топлива при перемещении его по установке:

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов



точка 1 – загрузочная горловина щековой дробилки; точка 2 – электромагнитный дозирующий питатель;
точка 3 – мельница; точка 4 – приемный бункер весового дозатора; точка 0 – дно бочки

Рис. 3 - Установка переработки

На всех этапах цикла: измельчения, смешивания, цементированья и упаковки - материал сохраняет радиоактивность, а возникающие мелкодисперсные фракции распыляются в пределах установки, формируя локальную радиоактивную среду.

Принято (консервативно), что в установке постоянно остается 2 блока топлива в виде пыли, осевшей на внутренних станках оборудования. Таким образом принято, что в каждой расчетной точке будет постоянно присутствовать 0,5 блока.

В таблице представлены 5 сценариев размещения топлива на площадке обслуживания и участке.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Таблица 1. Расположение ОЯТ в установке разбавления и иммобилизации ВОУ-топлива

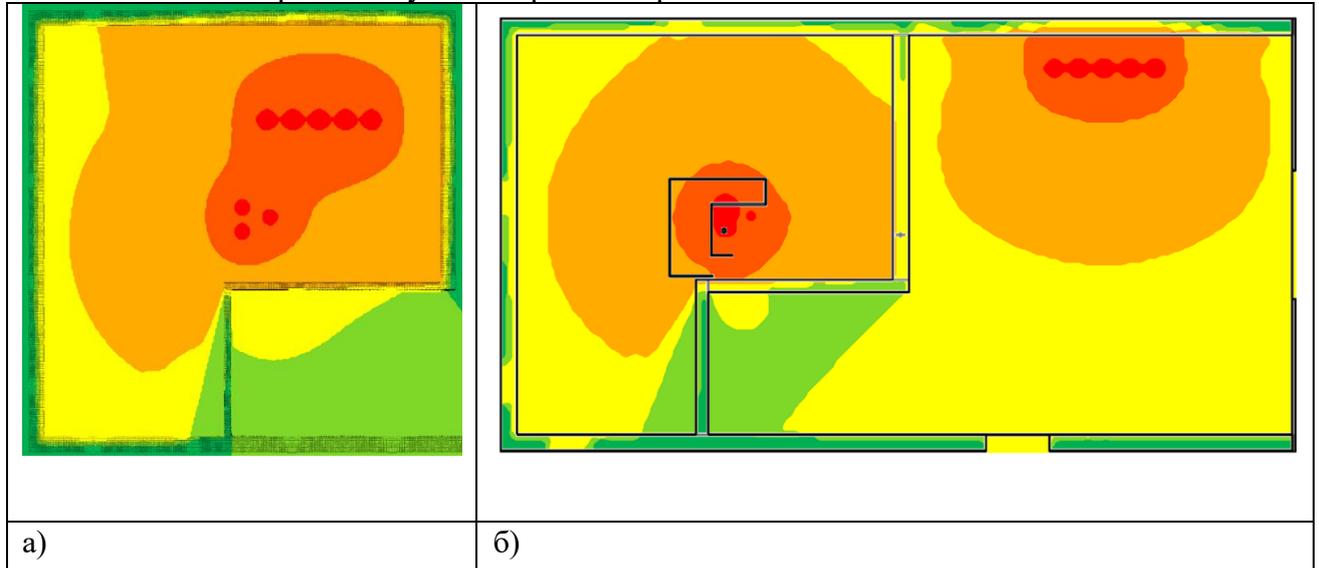
Сценарий	Вариант				
	Точка 1	Точка 2	Точка 3	Точка 4	Точка 0 (Бочка)
1	2,5 блока	0,5 блока	0,5 блока	0,5 блока	-
2	1,5 блока	1,5 блока	0,5 блока	0,5 блока	-
3	0,5 блока	1,5 блока	1,5 блока	0,5 блока	-
4	0,5 блока	0,5 блока	0,5 блока	2,5 блока	-
5	0,5 блока	0,5 блока	0,5 блока	0,5 блока	2 блока равномерно распределены в цементной матрице

Результаты

Ядерная безопасность на участке разбавления и иммобилизации ВОУ топлива обеспечивается ограничением количества ядерных делящихся материалов по изотопному составу. В соответствии с [xxvi] проектируемое здание не является ядерно-опасным участком, так как суммарная масса ^{235}U , находящегося в любой момент времени в производственных помещениях, в которых происходит обращение с ядерными материалами, не превышает 300 г.

Для анализа радиационной обстановки в пределах установки были построены два объемных дозовых поля: одно - на уровне пола «0», второе - на уровне площадки обслуживания «+3». Результаты расчетов позволили определить зоны с повышенным излучением и легли в основу проектирования многослойной системы радиационной защиты, размещаемой в наиболее уязвимых направлениях распространения излучения.

Представлены результаты для участка в графическом виде для первоначального и окончательного варианта с учетом принятых решений по РБ.



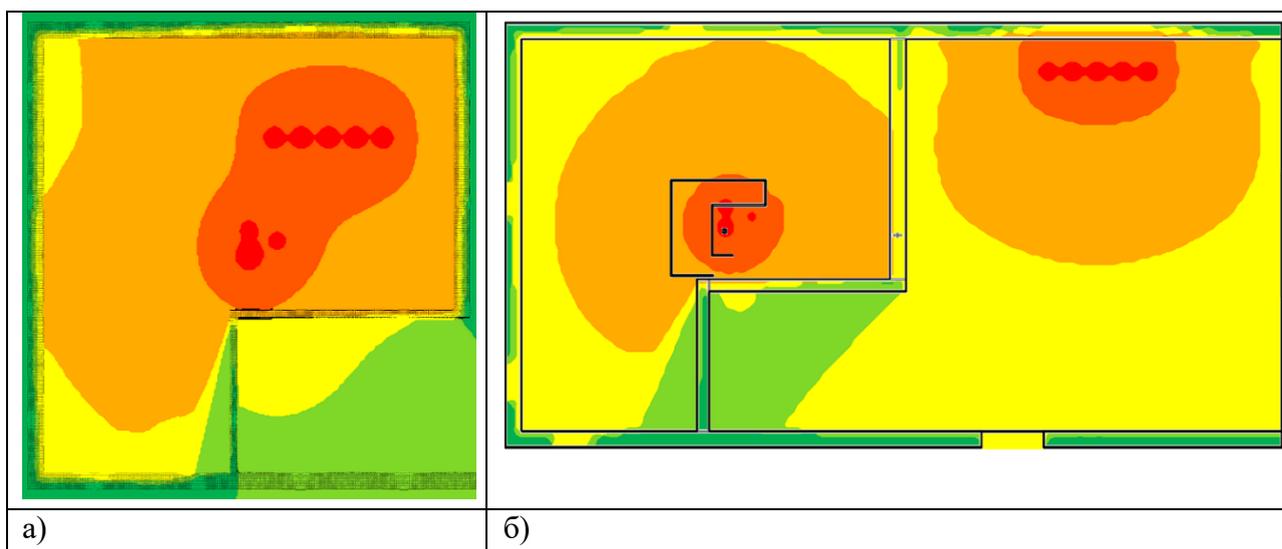
а) первоначальный вариант б) окончательный вариант

Рис. 4 - Сценарий 1.

30.10.2025

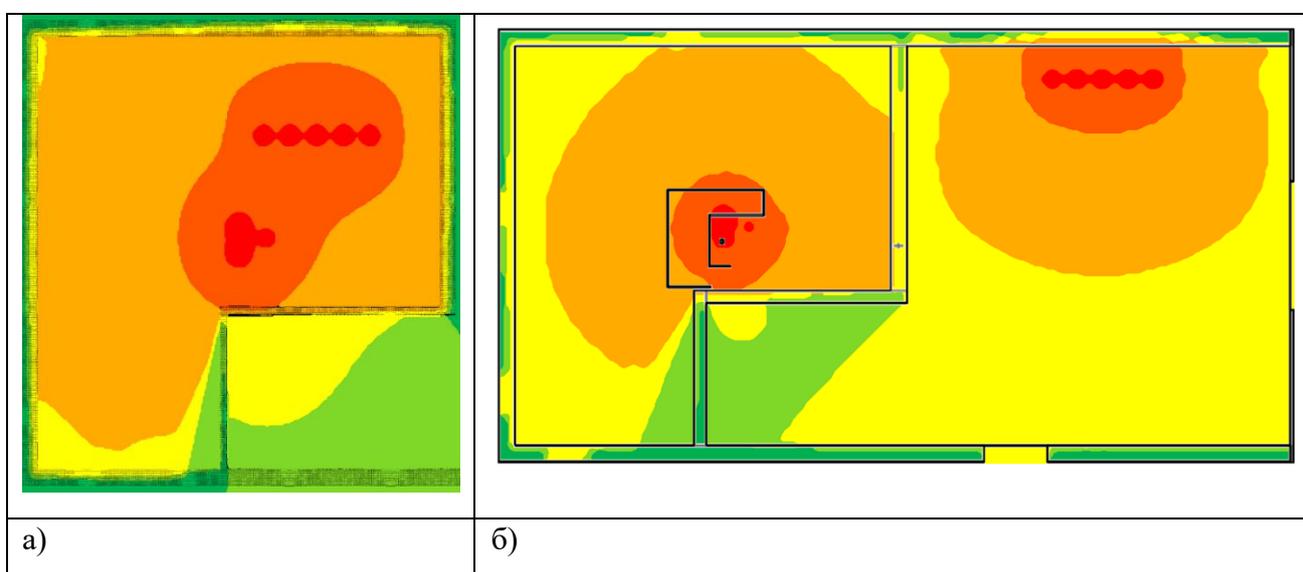
Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов



а) первоначальный вариант б) окончательный вариант

Рис.5 - Сценарий 2.



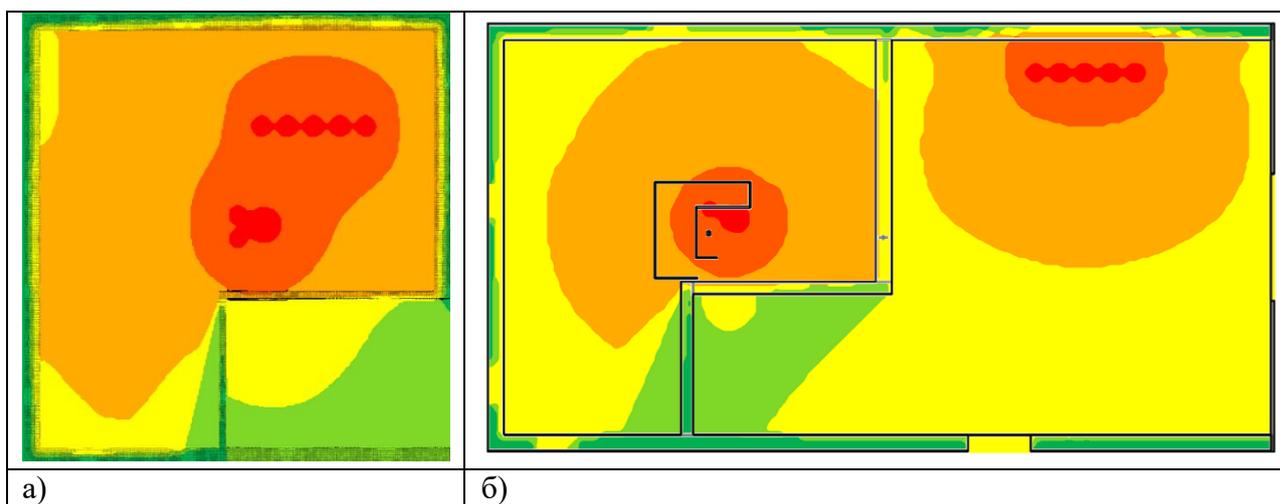
а) первоначальный вариант б) окончательный вариант

Рис. 6 - Сценарий 3.

30.10.2025

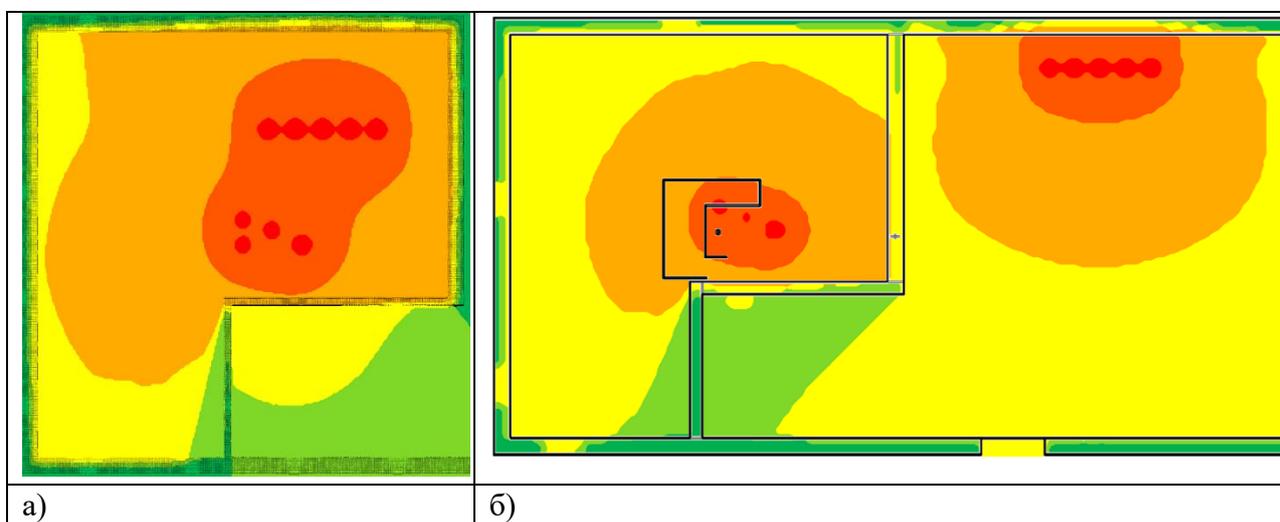
Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов



а) первоначальный вариант б) окончательный вариант

Рис. 7 - Сценарий 4.



а) первоначальный вариант б) окончательный вариант

Рис. 8 - Сценарий 5.

Значения МЭД в ключевых позициях представлено в таблице 2.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Таблица 2. Максимальное значение МЭД в ключевых позициях, мкЗв/ч

Расстояние, м	Сценарии одновременного нахождения ВОУ в точках					
	1	2	3	4	5	
Бочка-смеситель						
0,02 (вплотную к бочке)	7,14	8,62	10,10	18,49	122,00	
0,5 (от бочки)	4,55	5,38	6,20	9,69	17,64	
1 (от бочки)	3,28	3,78	4,27	6,07	7,64	
2 (от бочки)	2,04	2,26	2,47	3,15	3,01	
3 (от бочки)	1,48	1,60	1,71	2,06	1,79	
4 (от бочки)	0,81	0,81	0,81	0,81	0,81	
Площадка обслуживания установки измельчения						
0,02 (внутри камеры загрузочной)	5137,56	3102,08	1056,90	1049,10	1038,55	
0,02 (вплотную к камере загрузочной)	194,94	134,55	65,73	56,26	48,73	
0,5 (от камеры загрузочной)	31,16	27,91	21,47	16,51	11,95	
1 (от камеры загрузочной)	13,26	13,16	11,97	8,90	6,29	
2 (от камеры загрузочной)	4,73	4,95	4,90	3,90	2,65	
Граница участка						
Перед стеной (по периметру центрального зала)	0,98	1,02	1,12	1,13	0,82	
За стеной (по периметру центрального зала)	0,0028	0,0032	0,004	0,0039	0,0025	
За свинцовыми окнами	0,66	1,20	1,46	1,99	1,13	
За стеной-перегородкой(по периметру центрального зала) со стороны выдержки бочек	0,05	0,09	0,12	0,05	0,05	
Центр участка						
Зона А	1041,69	1057,63	3106,78	5136,69	1045,22	
На границе первого РЗ экрана	835,22	846,67	2489,22	854,43	835,90	
Зона Б	после первого РЗ экрана	407,83	417,94	1210,07	424,01	408,87
	перед вторым РЗ экраном	11,05	13,40	23,69	19,99	11,34
Зона В	после второго РЗ экрана	9,67	11,83	20,78	17,72	9,91

В первоначальном варианте проекта было предусмотрено размещение 15(10+5) бочек с иммобилизованным ВОУ в центральном зале. После проведения расчетов по РБ количество бочек сокращено до 5, и они вынесены в отдельное помещение с дополнительной защитой в виде свинцовых плит.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

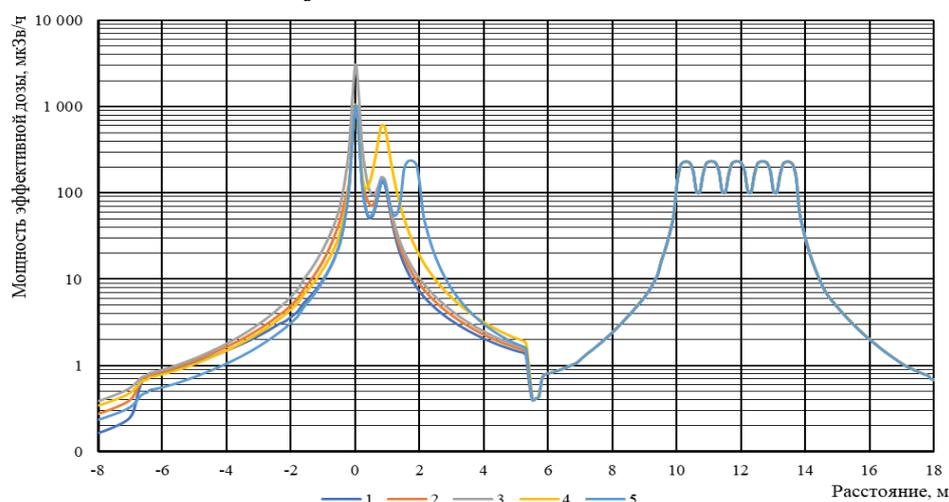
Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Были проведены расчеты мощности эффективной дозы от группы из 5 бочек смесителя с матричным раствором ВОУ (таблица 3) с учетом установки щитов из свинцовой плиты. Результаты представлены в таблице 3.

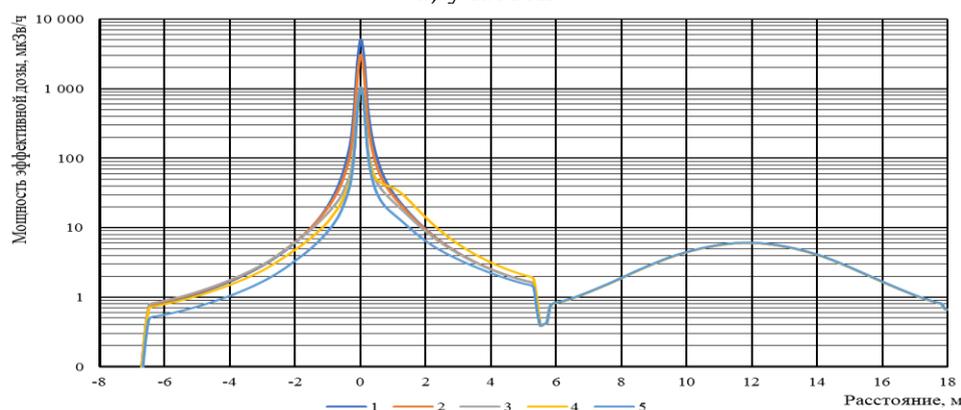
Таблица 3. Значения МЭД вблизи группы из 5 бочек.

Расстояние, м	Значение МЭД, мкЗв/ч
0,02 (вплотную к бочкам)	151,06
0,02 (вплотную к РЗ экрану)	81,22
0,5 (от экрана)	30,11
1 (от экрана)	15,88
2 (от экрана)	6,34

Максимальные значения МЭД по оси ОХ (рисунок 1) в виде графиков представлены на рисунке 3. Числовые значения МЭД представлены в логарифмическом виде на участке и площадке обслуживания.



а) участок



б) площадка обслуживания

1) сценарий №1; 2) сценарий № 2; 3) сценарий № 3; 4) сценарий №4; 5) сценарий №5

Рис. 9 - Максимальные значения МЭД

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Заключение

Выполнена оценка радиационной обстановки во время процесса разбавления ВОУ топлива реактора ИГР на основании схемы расположения оборудования измельчения и иммобилизации в проектируемом здании для 5 разных сценариев.

Результаты исследований были применены для внесения изменений в проект участка и обоснования использования дополнительного оборудования, обеспечивающего нормальное ведение технологического процесса.

По результатам расчетов:

1. Добавлены три окна из стекла свинцового СРЗ-6 (свинцовый эквивалент 12 мм) для наблюдения за технологическим процессом
2. Добавлены радиационно-защитные экраны (РЗ экраны)
 - панель камеры загрузочной - стекло свинцовое СРЗ-3 (свинцовый эквивалент 2,5 мм)
 - на площадке обслуживания и участке добавлены маты РЗМ Абрис
3. Бочки с топливом
 - сокращено количество бочек с ОЯТ, и они перемещены в отдельное помещение

– для зоны бочек в помещении выдержки бочек установлены с трех сторон щиты из свинцовой плиты толщиной 10 мм.

Статья подготовлена при финансовой поддержке Комитета науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (Проект программно-целевого финансирования BR21882185 «Исследования в поддержку создания и безопасного функционирования атомной электростанции в Республике Казахстан»).

ЛИТЕРАТУРА

1. Способ разбавления и иммобилизации облученного высокообогащенного уран-графитового топлива методом сухого смешивания и цементирования// Патент РК № 37124, 10.01.2025/Батырбеков Э.Г., Бакланов В.В., Коянбаев Е.Т., Гныря В.С., Бакланова Ю.Ю., Букина О.С.

2. Olga S. Bukinaa, Yuliya Yu. Baklanova, Kuanysh K. Samarkhanova, Viktor V. Baklanov, Yerbolat T. Koyanbayev, Ivan M. Kukushkin, Igor M. Bolshinsky, Kenneth J. Bateman; Development of the Technological Process for the Igr Reactor's Highly-Enriched Irradiated Uranium-Graphite Fuel Immobilization / Journal of Nuclear Materials// Vol. 610, May 2025, 155801

3. Состав матрицы для иммобилизации отработавшего уран-графитового топлива// Заявление патента РК № 2025/0239.1, 13.03.2025/Скаков М.К., Бакланов В.В., Коянбаев Е.Т., Бакланова Ю.Ю., Букина О.С.

4. Букина О.С., Бакланова Ю.Ю., Азбергенов М.Н., Кукса М.А. МЕТОДИКА ПОДБОРА СОСТАВА ЦЕМЕНТНОЙ МАТРИЦЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ОБЛУЧЕННОГО УРАН-ГРАФИТОВОГО ТОПЛИВА. *Вестник НЯЦ РК*. 2024;(4):43-53. <https://doi.org/10.52676/1729-7885-2024-4-43-53>

5. Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла : НП-063-05 : Постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 20 декабря 2005 г. – Москва, 2006.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЕ РАДИОНУКЛИДА АМЕРИЦИЯ ПРИ НАГРЕВЕ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА В АТМОСФЕРЕ ВОЗДУХА

Н. М. Барбин, С. А. Титов

Уральский институт государственной противопожарной службы МЧС России,

Екатеринбург, Россия

e-mail: nmbarbin@mail.ru

На сегодняшний день объем облученного графита в мире составляет 251,2 тысяч тонн [1]. Реакторный графит используется в качестве конструкционного материала в уран-графитовых ядерных реакторах и представляет собой серьезную проблему при выводе реакторов из эксплуатации. Этот материал содержит широкий спектр радионуклидов, образующихся в результате активации и деления ядерного топлива. С точки зрения долгосрочной безопасности наиболее важными являются долгоживущие альфа-излучатели, такие как америций (Am).

Термодинамическое моделирование равновесного высокотемпературного поведения изучаемой системы дает возможность получить информацию об аспектах вероятной запроектной аварии, также полученные результаты позволяют оценить некоторые возможности переработки радиоактивного графита серии энергетических ядерных реакторов.

Целью работы является определение равновесного состава газовой фазы при взаимодействии радиоактивного графита с воздухом в широком температурном диапазоне.

Задача работы состоит в проведении термодинамического моделирования рассматриваемой системы и определении констант равновесия основных реакций, протекающих при нагреве радиоактивного графита, содержащего радионуклид Am. Массовый состав загрязненного радионуклидами реакторного графита показан в таблице 1 [2].

Таблица 1 - Массовый состав загрязненного радионуклидами реакторного графита

Фаза	Фазовый состав	Содержание, массовая доля %
Газовая (89.64 %)	O ₂	20.71
	N ₂	68.93
Конденсированный (10.36 %)	C	10.35
	U	1.2·10 ⁻³
	Cl	1.95·10 ⁻⁴
	Ca	2.79·10 ⁻⁵
	Pu	7.53·10 ⁻⁶
	Be	1.25·10 ⁻⁶
	Ni	8.49·10 ⁻⁷
	Cs	3.48·10 ⁻⁷

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Фаза	Фазовый состав	Содержание, массовая доля %
	Am	$1.14 \cdot 10^{-7}$
	Sr	$9.59 \cdot 10^{-7}$
	Eu	$1.2 \cdot 10^{-7}$

Расчет высокотемпературных взаимодействий проводился в системе атмосферы воздуха. В интервале температур от 300 до 3600 градусов кельвина (К) с шагом 100 К, при давлении 0,1 МПа.

В таблице 2 представлен список возможных соединений радионуклидов в равновесной системе реакторный графит – атмосфера воздуха, заложенных в программу TERRA.

Таблица 2 - Возможные соединения радионуклидов в равновесной системе реакторный графит – атмосфера воздуха

Радионуклид в графите	Тип соединения в равновесной системе
$^{241}\text{Am}, ^{243}\text{Am}$	$\text{Am}_{(г)}, \text{AmO}_{2(к)}, \text{Am}_2\text{O}_{3(к)}, \text{AmO}_{(к)}, \text{AmH}_{2(к)}, \text{AmH}_{3(к)}, \text{Am}_4\text{H}_{15(к)}, \text{Am}_2\text{C}_{3(к)}, \text{AmCl}_{2(к)}, \text{AmCl}_{3(к)}, \text{AmCl}_{4(к)}, \text{Am}(\text{OH})_{3(к)}, \text{AmOCl}_{(к)}$

Распределение Am по равновесным фазам при нагревании радиоактивного графита в воздухе представлено на рис. 1. Основные реакции и соответствующие им константы равновесия показаны в табл. 1.

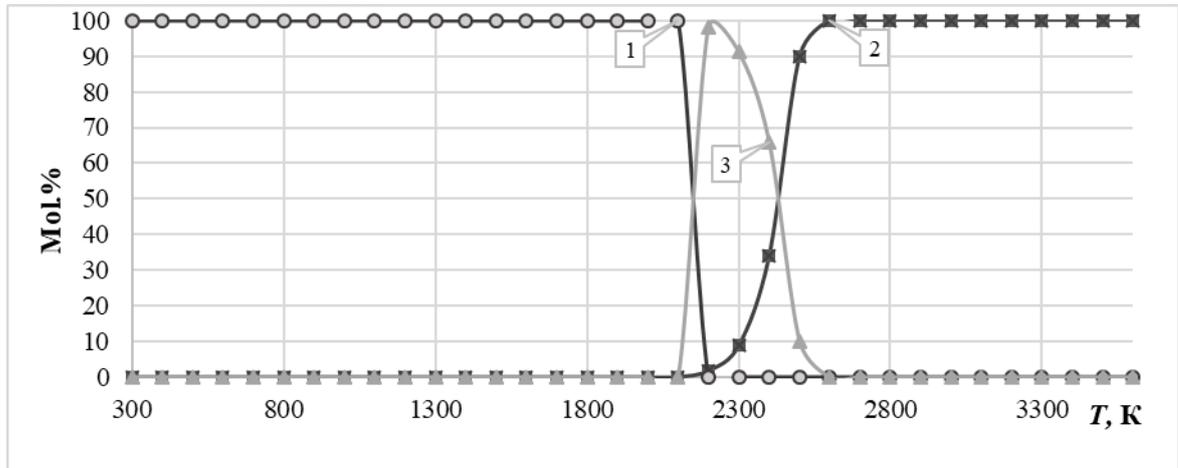


Рис. 1 – Распределение америция по равновесным фазам при нагревании радиоактивного графита в воздухе: 1 – $\text{AmO}_{2(к)}$; 2 – Am ; 3 – $\text{Am}_2\text{O}_{3(к)}$

Таблица 1 - Основные реакции и соответствующие им константы равновесия

№	Реакция	$\Delta T, \text{K}$	A	B	ΔA	ΔB
1.	$4\text{AmO}_{2(к)} = \text{Am}_2\text{O}_{3(к)} + \text{O}_2$	1900-2100	5099,3355	-10800564,27	0	0
2.	$2\text{Am}_2\text{O}_{3(к)} = 4\text{Am} + 3\text{O}_2$	2200-2600	96,1821	-507751,16	4,3725	10439,3759

С помощью программного комплекса TERRA проведено термодинамическое моделирование поведения радионуклида Am при нагреве реакторного графита в

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

атмосфере воздуха. Полученные результаты позволяют оценить потенциальную эмиссию радионуклидов в окружающую среду при аварийных ситуациях и оптимизировать процессы переработки радиоактивного графита [3].

ЛИТЕРАТУРА

1. База данных МАГАТЭ по ядерным энергетическим реакторам. Электронный ресурс: <https://pris.iaea.org/pris/> (дата обращения 05.05.2025)
2. Шидловский, В.В. Анализ радиационной опасности графитовых кладок остановленных промышленных уран-графитовых реакторов ФГУП «ПО «МАЯК»»: сборник статей «Годовой отчет НИКИЭТ – 2010» / В.В. Шидловский, А.А. Роменков, Е.А. Хаттарова, А.В. Гуськов, В.В. Мартыанов // М.: АО «НИКИЭТ». – 2010. – с. 178.
3. Арефьева, Е. А. Моделирование поведения актинида америция при авариях на атомных электростанциях РБМК / Е. А. Арефьева, А. М. Кобелев, С. А. Титов // Актуальные проблемы пожарной безопасности: материалы XXXV Международной научно-практической конференции, Москва, 31 мая 2023 года. – Москва: Всероссийский ордена "Знак Почета" научно-исследовательский институт противопожарной обороны Министерства Российской Федерации по делам гражданской обороны, чрезвычайным ситуациям и ликвидации последствий стихийных бедствий, 2023. – С. 770-775.

ИНТЕРПРЕТАЦИЯ ПОИНТЕРВАЛЬНЫХ ОПЫТНО-ФИЛЬТРАЦИОННЫХ РАБОТ КАК ОСНОВА ДЛЯ ПАРАМЕТРИЗАЦИИ DFN-МОДЕЛЕЙ В ПРОГНОЗНЫХ РАСЧЕТАХ БЕЗОПАСНОСТИ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ПРИМЕРЕ УЧАСТКА ЕНИСЕЙСКИЙ

Д. А. Озерский, Г. Д. Неуважаев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: oda@ibrae.ac.ru

Введение

Безопасное захоронение высокоактивных радиоактивных отходов (ВАО) в кристаллических породах остается ключевой задачей ядерной энергетики. Доминирующим механизмом потенциальной миграции радионуклидов является их перенос с подземными водами через системы взаимосвязанных трещин, что требует детального прогнозирования фильтрационно-миграционных процессов.

Прогнозные гидрогеологические расчеты для обоснования долговременной безопасности глубинного захоронения радиоактивных отходов 1-го и 2-го классов опасности (РАО) являются основой для принятия решений по объектному проектированию, конструированию и управлению. Более того, именно реакция геофильтрационной среды на захоронение пристально рассматривается научным и общественным сообществами и является базой аргументации самой возможности захоронения. Прогнозирование осуществляется методами математического моделирования фильтрационных и миграционных процессов и, естественно, что качество получаемых расчетов напрямую связано с качеством данных, закладываемых в модель [1].

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

В отношении постановки задач гидрогеологических исследований для подземных сооружений, связанных с захоронением радиоактивных отходов, цели последующего моделирования потоков являются определяющими, а гидрогеологическая схематизация и назначение фильтрационных параметров проницаемых элементов влияет на конечные прогнозы. Расстояние, которое расчетный загрязнитель может преодолеть по направлению течения в горизонте, является, по сути, главным оценочным параметром при обосновании безопасности такого объекта на всех стадиях его геологического изучения.

Комплексной программой исследований в обоснование долговременной безопасности захоронения РАО на Енисейском участке в Красноярском крае реализуемой Госкорпорацией «Росатом» и научным руководителем создания ПИЛ – ИБРАЭ РАН, заявлено доизучение принципиальных (с точки зрения долговременной безопасности захоронения РАО) параметров геологической среды, в том числе уточнение фильтрационных и миграционных параметров геологических элементов в зонах разрывных нарушений и повышенной трещиноватости, непосредственно на участке строительства и в области потенциального влияния проектируемого ПГЗРО [2].

Участки, выбранные для целей захоронения, изначально обладают совокупностью функций и параметров, которые определяются как «естественный барьер безопасности». Другими словами, геологи предлагают для окончательной изоляции РАО геологические массивы с низкими фильтрационными параметрами, ничтожной обводненностью и с наиболее простой литологией. В таких условиях подземные воды обычно приурочены к трещинным коллекторам или системам несвязанных трещин. Данный подход максимально усложняет работу гидрогеологов на таких участках. Все классические фильтрационные опыты и расчеты притоков в выработки, подсчеты запасов эволюционируют в сложнейшие мероприятия на скважинах глубокого заложения. Массив недр характеризуется весьма низкой проницаемостью в пределах целевого горизонта и смежных с ним частях разреза, блоковой структурой водопроводящих трещинных зон с отсутствием или затрудненным водообменом между ними.

Енисейский участок, потенциальный массив захоронения РАО, обладает всеми перечисленными чертами. В разрезе доминируют гнейсы и долериты архейского возраста, перекрытые с поверхности осадочными отложениями четвертичного периода, в которой развит локально обводненный горизонт мощностью до 40 м. Зона региональной трещиноватости распространена до глубин 100-150 м и практически полностью угасает к 230-250 м от поверхности. В ней определена относительно водоносная зона экзогенной трещиноватости раннеархейских пород. Нижележащий слой имеет свойства водонепроницаемой зоны, т.к. является относительно монолитным образованием. Гидрогеологическое описание разреза выполнено по данным 50-метровых поитервальных пакерных откачек, что в целом соответствовало задачам поисково-оценочной стадии ГИН.

Опытно-фильтрационные работы на предыдущих стадиях выявили неоднородность гидрогеологических свойств массива при весьма низкой проницаемости пород. В гидрогеологическом отношении массив в плане и разрезе характеризуется блоковой структурой с отсутствием или затрудненной гидравлической связью [3]. Интерпретация данных опытно-фильтрационных работ по всему стволу или даже в 50-м интервалах практически неприменима к постановке задачи трещинного массообмена, т.к. трещиноватые воды не детализированы в достаточной мере.

В ИБРАЭ РАН была разработана установка для скважинных нагнетаний и мониторинга (рис 1), на которую возложена задача отработки методики отбора проб и проведения опытно-фильтрационных работ в трещинных коллекторах для уточнения

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

параметров фильтрации в отдельных трещинах геологического массива. Ее основными узлами являются пакер с возможностью контроля подпакерного пространства, блок датчиков давления для контроля давлений в трех зонах скважины, расходомер сверхмалых расходов и регулятор давления нагнетания. Для трещин и коллекторов, обладающих достаточным напором (до 100 м от поверхности и более), установка может использоваться для откачек с минимальными дебетами.

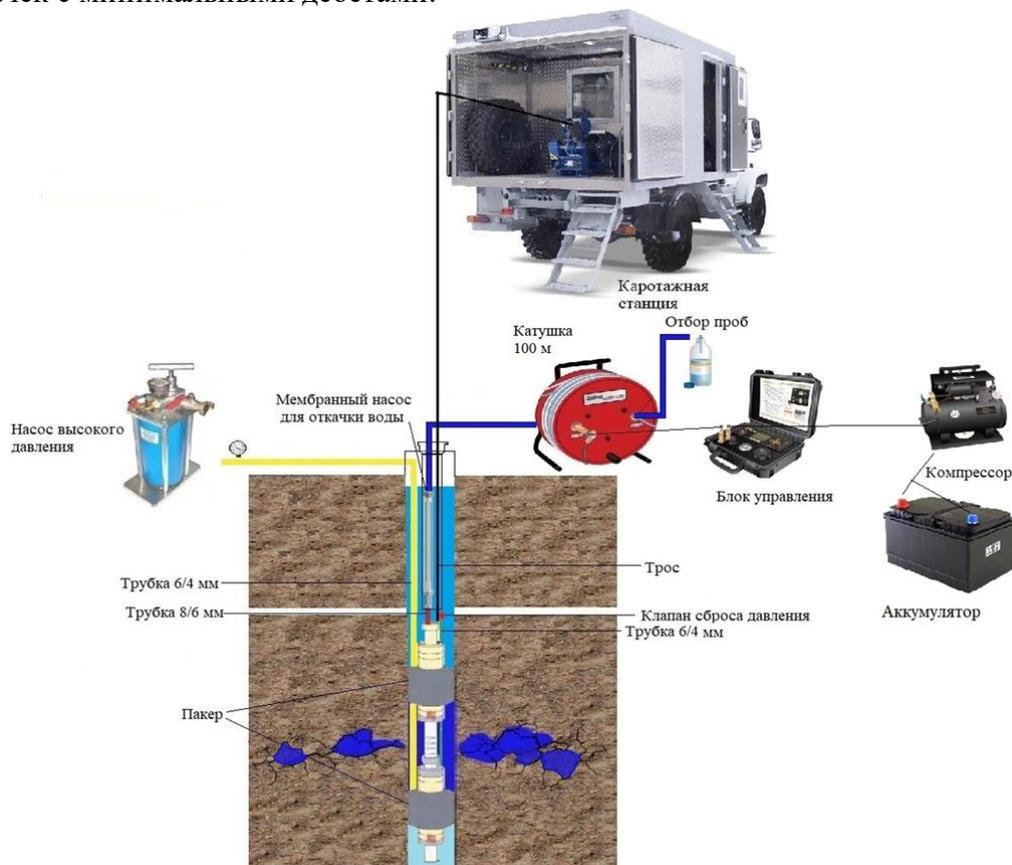


Рис. 1 - Схема оборудования скважины для мониторинга уровней и откачек [3]

В 2024-25 г. проведена группа опытно-фильтрационных экспериментов в наклонных скважинах глубиной до 165 м, позволяющих идентифицировать проницаемые трещины, и оценить их проводимость. Компонровка оборудования для ОФР выбрана с учетом необходимости минимизации операций по извлечению пакерного снаряда из скважин, связанного с достаточно высоким риском застревания в необсаженной зоне, которая в верхней выветрелой части массива архейских гнейсов может повлечь вывалы породы. Схема эксперимента, в этом случае, подразумевает опыты с приращением изолированной зоны от забоя к устью скважины с вовлечением трещин, выявленных по данным геофизического каротажа и геомеханических описаний. При этом сочетание данных документации позволили предварительно выделить значимые трещины, которые обладают признаками звукопоглощения, а значит, могут потенциально проводить воду, от непроницаемых, возможно, техногенных трещин.

Следует отметить, что при производстве геологических полевых работ по бурению и обустройству наклонных скважин для дальнейшего мониторинга и специализированных исследований, гидрогеологи АО «Красноярскгеология» выполнили цикл регулярных

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

гидрогеологических экспериментов, включающих промывку ствола, одиночную откачку и прокачку для отбора проб.

Пробные откачки проводились непрерывно, на одно максимально возможное понижение. Длительность откачек составляла 1 сутки, но увеличивалась по необходимости. При интерпретации установлена достаточно сильная неоднородность результатов: коэффициент фильтрации (рассчитанный по мощности водоносных зон по каротажным диаграммам) варьирует в пределах 0,003 – 1,58 м/сут при среднем 0,35 м/сут., водообильность водоносных зон неоднородная, удельные дебиты скважин изменяются от 0,005 до 0,08 л-с на метр понижения. Во всех скважинах наблюдалось проявление границ с более проницаемыми водоносными зонами (выполаживание графиков понижения). Наиболее вероятно, что таковыми являются зоны экзогенной трещиноватости, что характерно для пород архея и протерозоя в рассматриваемой геологической области.

По водопроницаемости (по величине коэффициента фильтрации) грунты водоносных зон по ГОСТ 25100 -2011 относятся: в скважинах С-1, С-5 к водонепроницаемым; в скважинах С-2, С-6, С-9, С-10 к слабопроницаемым; в скважинах С-3, С-4, С-7, С-8 к водопроницаемым. Зоны экзогенной трещиноватости наиболее выражены в локализациях склонов и врезки водотоков, а на повышениях рельефа – слабее. Водопроницаемость приурочена к верхней части разреза и на 95% обеспечена до глубины 90 м, ниже – встречается эпизодически и во всех случаях происходит по контакту разрывных нарушений (рис. 2). В то же время, тектонические элементы не обязательно обводнены (не более 25% на глубине и только в половине по всей толще), т.к. они залечены в относительно древних периодах. Именно по контактам даек фиксируются повышенная водопроницаемость, которую необходимо будет учесть в модели геофильтрации в районе размещения ПИЛ/ПГЗРО для последующей оценки долговременной безопасности проектируемого объекта.

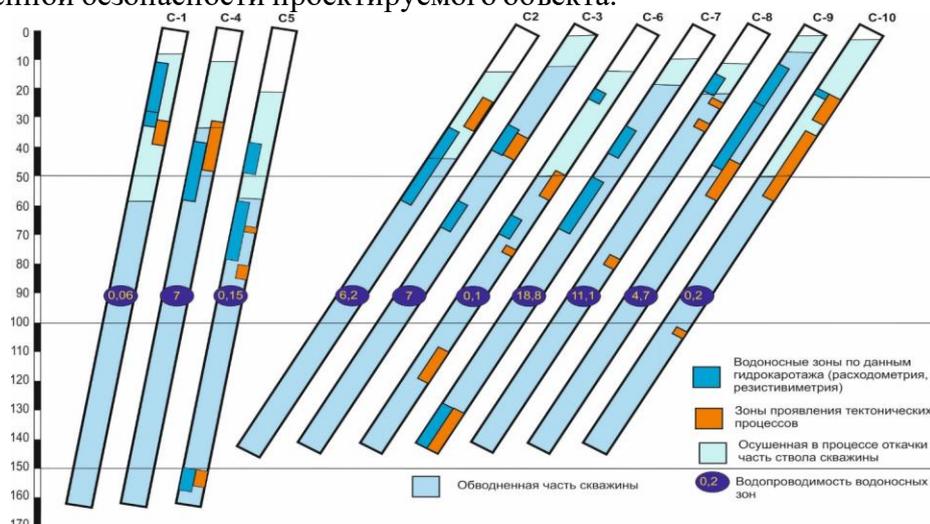


Рис. 2 - Расположение зон проявления тектонических процессов и зон водопитов

В применении к аппроксимации расчетной зоны в рамках DFN-подхода, с учетом комплексной схематизации (рис. 2), результаты откачек из всего ствола скважин являются слабоприменимыми и влекут упрощение расчета в зоне наиболее важной для оценки миграции радионуклидов, поэтому применение пакерных экспериментов выглядит как необходимый шаг детализации исходных данных.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Для интерпретации результатов гидрогеологических экспериментов и прогностического моделирования фильтрационно-миграционных процессов в ИБРАЭ РАН используется расчетный код GeRa собственной разработки. В настоящее время ведется разработка версии GeRa/V3, в которой создаются модели фильтрации и переноса в трещиноватых средах [4], ориентированные на оценку безопасности проектируемого ПГЗРО на участке «Енисейский», а также более продвинутые химические и гидрологические модели, удобные пользовательские инструменты для решения прикладных задач.

Модели DFN в явном представлении отдельных трещин в массиве горных пород. Эти модели отражают сложную геометрию, ориентацию и связность трещин, что позволяет детально проанализировать пути потока от проектируемого объекта до потенциальной зоны разгрузки. DFN подход представляется наиболее представительным инструментом повышения качества модели, но в то же время повышает чувствительность к исходным данным при симуляции трещин.

Континуальные модели (например, двойной пористости) обладают ограничениями при описании миграции в трещиноватых средах: пренебрежение геометрией отдельных трещин, невозможность учета свойств сети трещин (например, фрактальности, перколяционного порога). Внедрение DFN-моделей, явно воспроизводящих ориентацию, длину и связность трещин [3], обеспечило детализацию путей миграции — от подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) до зон разгрузки. Интеграция DFN-подхода в фильтрационные расчеты позволяет учитывать системы трещин различного генезиса, включая техногенные, даже при минимальных значениях проницаемости. Это достигается за счет явного представления отдельных трещин в массиве горных пород, что повышает точность анализа путей фильтрации. Для реализации модели используется расчетный код GeRa [4], на основе которого планируется дальнейшее развитие актуальных моделей.

Масштабирование симуляций DFN является альтернативой континуальным моделям фильтрации в масштабе участка. Перспективная методика включает мелкомасштабное DFN-моделирование с использованием данных о трещиноватости участка и последующей экстраполяцией результатов на масштаб дальней зоны. Такой подход учитывает пространственную неоднородность и случайный характер связности трещин, что важно для долгосрочных прогнозов безопасности хранилищ ВАО.

Подземные потоки в трещиноватых породах сложно поддаются схематизации, и классические модели часто оказываются неприменимыми для обработки данных опытно-фильтрационных работ (ОФР). В таких случаях адекватность подтверждает концепция двойной пористости. Она предполагает наличие двух основных элементов: высокопроницаемых каналов (крупные трещины) и низкопроницаемых блоков (матрица). На начальном этапе откачки основной приток воды к скважине обеспечивается за счет опорожнения трещин, в то время как в последующие периоды общая водопроницаемость пород в значительной степени определяется свойствами матрицы.

Для обработки данных одиночных откачек в программе AQTESOLV использовались два решения для трещиновато-пористых сред: Moench [5] и Barker-Black [7].

Модель Moench [5], основанная на блочном представлении массива (матрица и трещины), описывает процесс, при котором первоначальный приток в скважину формируется за счет воды, накопленной в системе трещин (если не учитывать объем воды в стволе скважины). В дальнейшем жидкость поступает в скважину преимущественно за счет оттока из блоков матрицы. В ходе интерпретации данных по скважине С-3 были

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

построены графики производной модельной кривой и фактических данных восстановления уровня (рис. 3).

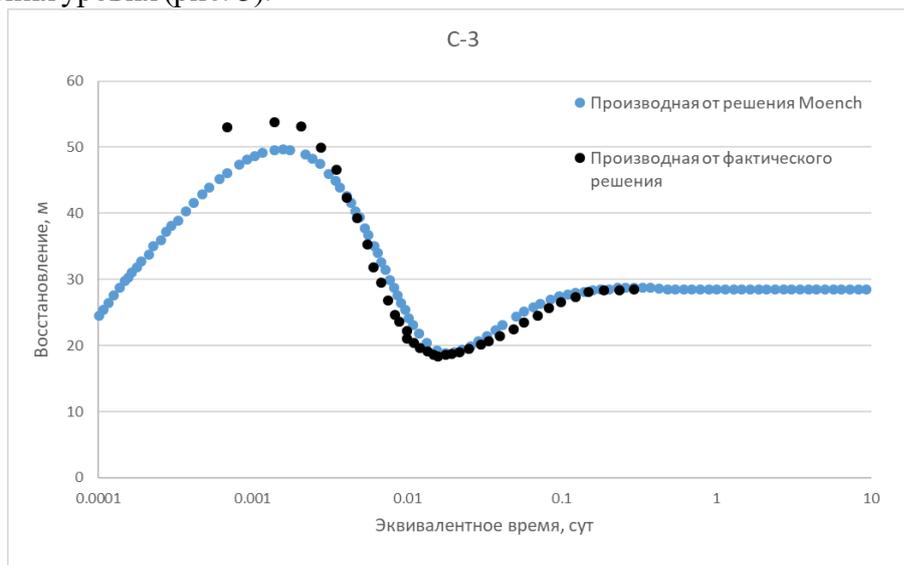


Рис. 3 - График подбора производной модельной кривой к производной к фактическим данным восстановления уровня воды скважины С-3

Модель Barker-Black [7] предназначена для интерпретации импульсных (slug) тестов в горизонтально-трещиноватых средах с учетом влияния потока в матрице породы. Данная модель использовалась в ходе обработки данных для скважины С-7 (рис.4).

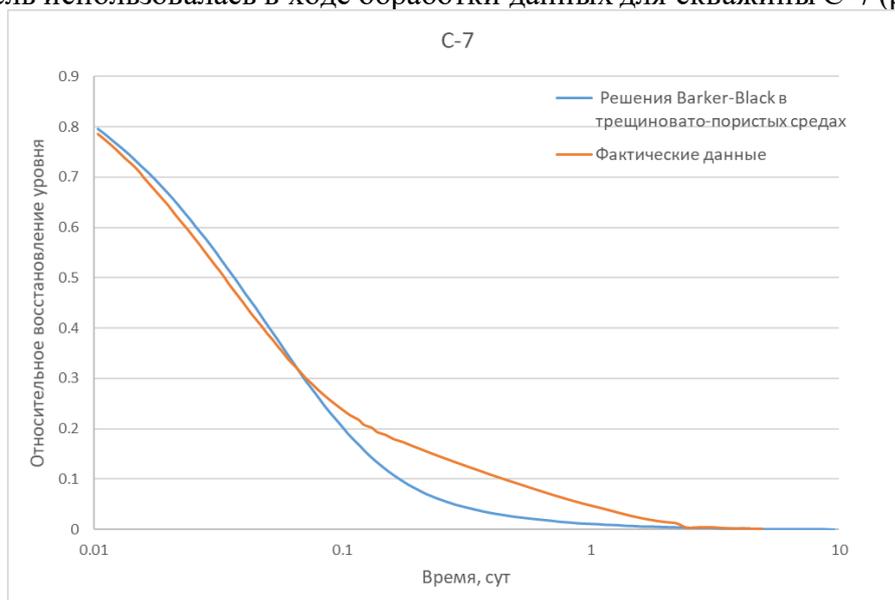


Рис.4 - График подбора модельной кривой к фактическим данным восстановления уровня воды скважины С-7

Проведенные исследования подтвердили, что традиционные гидрогеологические методы не позволяют достоверно прогнозировать миграцию радионуклидов в низкопроницаемых трещиноватых породах Енисейского участка. Для решения этой проблемы была успешно применена комплексная методика, включающая поинтервальные пакерные испытания, которые позволили получить параметры отдельных проводящих

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

трещин, и последующее построение дискретных моделей трещиноватости (DFN). Такой подход обеспечивает детальное представление о путях фильтрации и позволяет учитывать реальную геометрию и связность трещин.

Использование собственного расчетного кода GeRa и методов апскейлинга делает возможным перенос результатов моделей с локального на региональный уровень, что критически важно для оценки долговременной безопасности хранилища. Полученные результаты создают надежную основу для принятия проектных решений и определяют необходимость дальнейшего накопления данных и развития модельных инструментов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Расторгуев А. В., Неуважаев Г. Д., Смирнов К. Д. Интерпретация опытно-фильтрационных работ из несовершенных скважин в слабопроницаемом скальном массиве с учетом потока в стволе совершенной наблюдательной скважины на примере участка «Енисейский» // Радиоактивные отходы. 2021. № 3 (16). С. 61—71. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-3-61-71.

2. Комплексная программа исследований в обоснование долговременной безопасности захоронения РАО и оптимизации эксплуатационных параметров (утверждена в январе 2019 г).

3. Озерский Д.А., Тесля В.Г., Мониторинг трещинных вод на участке строительства подземной исследовательской лаборатории в Красноярском крае // Журнал Сибирского федерального университета. Техника и технологии. №17 (8), 2024. с. 1007-1018.

4. Капырин И.В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ. // Радиоактивные отходы, 2022, №2 (19), с.105-115.

5. Moench A.F. Double-porosity models for a fissured groundwater reservoir with fracture skin // Water Resources Research. 1984. Vol. 20, N 7. P. 831–846.

6. Painter S, Cvetkovic V. Upscaling discrete fracture network simulations: An alternative to continuum transport models. Water Resources Research. 2005 Feb;41(2).

7. Barker, J.A. and J.H. Black. Slug tests in fissured aquifers. // Water Resources Research. 1983. Vol. 19, N 6. P. 1558-1564.

О ПОДХОДАХ К ОЦЕНКЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

Я. А. Байрачный, А. З. Каримов, В. А. Лось

*Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (ФБУ «НТЦ ЯРБ»), Москва, Россия
эл. почта: bairachny@secnrs.ru, karimov@secnrs.ru, los@secnrs.ru*

В настоящее время в Российской Федерации на АЭС с реакторными установками ВВЭР обновляется парк транспортных упаковочных комплектов, применяемых для осуществления межобъектовых перевозок ОТВС. Необходимость обновления парка ТУК обусловлена достижением существующими ТУК проектных параметров по радиоактивному содержанию, в частности, вследствие увеличения таких параметров ОТВС, как глубина выгорания, начальное обогащение и масса ядерного топлива.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Также ведется постепенное сокращение времени выдержки ОТВС в приреакторных бассейнах выдержки, что связано с исчерпанием свободных мест в БВ и необходимостью наличия свободного объема в БВ с целью обеспечения возможности полной выгрузки активной зоны и ремонта БВ. Кроме того, срок службы большинства существующих ТУК для ОЯТ АЭС уже неоднократно продлевался и их ресурс рано или поздно будет исчерпан.

Для действующих и строящихся за рубежом АЭС российских проектов необходимы двухцелевые ТУК, обеспечивающие длительное хранение ОТВС (до 50 лет и более) в контейнерных хранилищах ОЯТ и последующий вывоз на территорию Российской Федерации для технологического хранения и последующей переработки с возвратом продуктов переработки в страну поставщика ОТВС. Также в настоящее время осуществляется разработка проектов и строительство инновационных ядерных установок, таких как реактор на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, высокотемпературный газовый реактор, реакторные установки для атомных станций малой мощности. Для новых реакторных установок заблаговременно решаются вопросы, связанные с обращением с ОЯТ, в том числе проектирование транспортных упаковочных комплектов для ОЯТ.

Важным этапом внедрения новых транспортных упаковочных комплектов является обоснование их безопасности. Основопологающей частью обеспечения безопасности при перевозках радиоактивных материалов является проведение испытаний упаковочных комплектов, которые подтверждали бы их характеристики и показывали соответствие установленным требованиям. Перечень указанных испытаний установлен в Правилах МАГАТЭ SSR-6 и основан на лучших международных практиках и опыте [1-17]/ В целом, данные испытания имитируют различные механические и тепловые воздействия, характерные для различных условий транспортирования.

В определенных случаях проведение натуральных испытаний может быть нецелесообразно. В таких ситуациях вместо испытаний могут проводиться специальные расчеты с использованием верифицированных программных средств и консервативных методов, либо могут использоваться результаты других, аналогичных испытаний. В случае использования расчетных методов параметры анализируемой системы должны входить в область валидации соответствующего программного средства, а само программное средство должно моделировать данную систему с достаточной и известной точностью [18]. Кроме того, программное средство должно включать в себя соответствующие библиотеки оцененных ядерных данных, либо библиотеки свойств материалов в зависимости от типа моделируемого испытания.

Расчетное обоснование допускается при условии использования консервативного подхода. Исходные данные, используемые при проведении расчетов, должны учитывать допуски на изготовление упаковки и неопределенности, связанные со свойствами материалов и параметрами радиоактивного содержимого. При этом учитываемое сочетание параметров должно приводить к наиболее неблагоприятным результатам.

Одной из целью результатов расчетов является получение допустимых характеристик ОЯТ, при которых допускается их загрузка в ТУК. В основном, ограничивающим параметром для загрузки в ТУК является остаточное тепловыделение. Поэтому путем проведения анализа температурных режимов ТУК определяется допустимое остаточное тепловыделение, при котором температуры конструктивных элементов ТУК и оболочек ТВЭЛов в ТВС не превысят предельно допустимых значений. Далее проводится расчет изменения нуклидного состава ядерного топлива в процессе

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

выгорания и определяется минимальное время выдержки ОЯТ, при котором остаточное тепловыделение не превысит допустимое. С учетом полученного времени выдержки определяются источники ионизирующего излучения ОЯТ и проводится анализ радиационной безопасности ТУК. В случае превышения установленных пределов по допустимому уровню излучения от ТУК проводятся дополнительные расчеты с целью определения времени выдержки ОЯТ, при котором обеспечиваются требования по радиационной безопасности.

Необходимым этапом при определении допустимых характеристик ОЯТ является также расчет ядерной безопасности ТУК. В первую очередь при расчете ядерной безопасности отработавшее ядерное топливо рассматривается как свежее. В случае, если критерии обеспечения ядерной безопасности не выполняются, применяется подход, учитывающий изменение нуклидного состава топлива в процессе выгорания и получивший название «Burnup credit» [19]. С использованием данного подхода определяется минимальное значение глубины выгорания ОЯТ, при котором допускается загрузка ОЯТ в ТУК. Использование данного подхода допускается при условии обеспечения измерения значения глубины выгорания ядерного топлива с помощью специальных установок.

Описанный выше подход позволяет получить допустимые параметры ОЯТ для загрузки в ТУК, а именно максимальное остаточное тепловыделение, минимальное время выдержки и минимальную глубину выгорания ЯТ. В настоящее время с использованием такого подхода в ФБУ «НТЦ ЯРБ» для существующих и перспективных ТУК для ВВЭР разработаны предложения по допустимым параметрам ОЯТ с целью их включения в документ по стандартизации, устанавливающий требования к загрузке ОЯТ в ТУК.

Экспериментальный и расчетный методы обоснования безопасности ТУК имеют как преимущества, так и недостатки. Использование только одного метода не позволяет в полной мере учесть все аспекты, связанные с безопасностью ТУК. Поэтому в качестве лучшей практики обоснования безопасности ТУК представляется целесообразным использовать расчетно-экспериментальный подход, который включает в себя следующие основные этапы:

1. Подготовка расчетных моделей с целью определения параметров и подготовки программы испытаний ТУК.
2. Проведение натурных испытаний с учетом результатов предварительного расчетного моделирования.
3. Верификация расчетной модели с целью ее дальнейшего использования при обосновании безопасности ТУК.

Важной ролью организации научно-технической поддержки является методическое сопровождение проведения испытаний от стадии подготовки к испытаниям до стадии подтверждения соответствия транспортного упаковочного комплекта требованиям по безопасности. Основной задачей ОНТП является контроль соблюдения разработчиком ТУК требований действующих нормативных документов. Для этого ОНТП проводит предварительный анализ и оценку технического проекта ТУК на соответствие требованиям. Для оценки корректности расчетного обоснования, выполненного в рамках технического проекта ТУК, ОНТП выполняет альтернативные расчеты, в том числе расчеты ядерной и радиационной безопасности, прочности и температурных режимов ТУК. Предварительные расчеты используются для подготовки к проведению испытаний ТУК, в частности проводятся многовариантные расчеты с целью разработки программы испытаний, в которой определяется объем и параметры испытаний.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

С участием ФБУ «НТЦ ЯРБ» были выполнены экспериментальные исследования температурных режимов макетов двухцелевого ТУК для ОЯТ РУ с жидкометаллическим теплоносителем с использованием электрообогреваемых имитаторов ОТВС [20]. При разработке ТУК рассматривалась возможность загрузки ОЯТ без предварительного охлаждения в бассейне выдержки. В связи с тем, что суммарное тепловыделение ОЯТ в ТУК значительно превышает суммарное тепловыделение, характерное как для используемых в настоящее время, так и для разрабатываемых ТУК с ОТВС РУ ВВЭР, для интенсификации отвода тепла от контейнера на поверхности ТУК предусмотрено развитое оребрение. Поскольку для расчета теплоотдачи оребренных поверхностей в практике тепловых расчетов имеется достаточно ограниченный набор эмпирических зависимостей [21, 22], целью исследований являлось получение экспериментальных значений коэффициента теплоотдачи для различных вариантов оребренных цилиндрических поверхностей в горизонтальном и вертикальном положении.

Для испытаний были изготовлены специальные макеты ТУК с восемью вариантами оребрения, отличающимися высотой, толщиной, шагом и расположением ребер. Нагрев макетов осуществлялся с помощью имитаторов ОТВС, представляющих собой блоки трубчатых электронагревателей в корпусах, габаритные размеры которых соответствуют размерам ОТВС.

Варианты конструкций макетов ТУК были выбраны на основе предварительных расчетов, по результатам которых отбирались наиболее перспективные варианты оребрения с точки зрения их эффективности и технологичности изготовления. Полученные экспериментальные данные были использованы для валидации расчетных моделей, что позволило оценить неопределенность расчетов и выработать обоснованные подходы к моделированию ТУК в части расчетов теплоотдачи от оребренной поверхности контейнера.

Кроме этого, накопленный в ФБУ «НТЦ ЯРБ» опыт применения расчетно-экспериментального подхода показал, что при обосновании радиационной безопасности важно учитывать не только излучение облученного топлива, но и продуктов активации конструкционных материалов. Увеличение вклада активации конструкционных материалов обусловлено тем, что в настоящее время существует тенденция к более эффективному использованию ядерного топлива за счет увеличения глубины выгорания. Из большого числа радиоактивных нуклидов (^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe и др.), образующихся в конструкционных материалах в процессе их облучения нейтронным потоком в реакторе, при временах выдержки более одного года основным дозообразующим нуклидом является изотоп ^{60}Co . Накопление ^{60}Co происходит в концевых элементах ТВС, в составе которых имеется примесь ^{59}Co .

При этом, существует сложность корректного определения величины ^{60}Co , образующегося в результате реакции захвата нейтронов ^{59}Co , связанная с невозможностью фактического определения количества ^{59}Co в составе нержавеющей стали, из которой изготавливают концевики ТВС. С целью определения влияния содержания ^{59}Co на величину МАЭД от ОТВС в ФБУ «НТЦ ЯРБ» была проведена серия расчетов с варьированием массового содержания ^{59}Co в конструкционных материалах ТВС от минимального значения до максимального в соответствии с ГОСТ [23]. Результаты данного анализа свидетельствуют, что неопределенность массового содержания ^{59}Co в нержавеющей стали ТВС обуславливает различие по интенсивности испускания гамма-квантов до 10 раз, что указывает на важность применения консервативного подхода при обосновании радиационной безопасности ТУК.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Заключение

Изложенный в настоящем докладе опыт ФБУ «НТЦ ЯРБ» свидетельствует о важной роли организации научно-технической поддержки в области безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом. Так, выполнение альтернативных расчетов позволяет предоставлять регулятору независимую комплексную оценку факторов, влияющих на безопасность при обращении с ОЯТ. А участие в методическом сопровождении проведения испытаний предоставляет возможность исследовать все факторы, влияющие на безопасность ТУК, и обеспечить всестороннее подтверждение соблюдения требований безопасности.

ЛИТЕРАТУРА

1. Directory of Transport Packaging Test Facilities, IAEA-TECDOC-295, IAEA, International Atomic Energy Agency, Vienna (1983).
2. Clarke R. K., Foley J. T., Hartman W. F., Larson D. W. Severities of Transportation Accidents, Rep. SLA-74-0001, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1976).
3. Dennis A. W., Foley J. T., Hartman W. F., Larson D. W. Severities of Transportation Accidents Involving Large Packages, Rep. SLA 77 0001, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1978).
4. McClure J. D. An Analysis of the Qualification Criteria for Small Radioactive Material Shipping Packages, Rep. SAND-76-708, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1977).
5. McClure J. D. The Probability of Spent Fuel Transportation Accidents, Rep. SAND-80-1721, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1981).
6. Wilmot E. L., McClure J. D., Luna R. E. Report on a Workshop on Transportation Accident Scenarios Involving Spent Fuel, Rep. SAND 80-2012, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1981).
7. Pope R. B., Yoshimura H. R., Hamann J. E., Klein D. E. An Assessment of Accident Thermal Testing and Analysis Procedures for a RAM Shipping Package, ASME Paper 80-HT-38, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, PA (1980).
8. Jefferson R. M., McClure J. D., Regulation versus reality. Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 83 (Proc. Symp. New Orleans, 1983), Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (1983).
9. Fry C. J. The use of CFD for modelling pool fires. Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 92 (Proc. Symp. Yokohama City, 1992), Science & Technology Agency, Tokyo (1992).
10. Fry C. J. An experimental examination of the IAEA fire test parameters. Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 92 (Proc. Symp. Yokohama City, 1992), Science & Technology Agency, Tokyo (1992).
11. Wieser G., Droste B. Thermal test requirements and their verification by different test methods. Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 92 (Proc. Symp. Yokohama City, 1992), Science & Technology Agency, Tokyo (1992).
12. The Air Transport of Radioactive Material in Large Quantities or with High Activity. IAEA-TECDOC-702, IAEA, International Atomic Energy Agency, Vienna (1993).
13. McSweeney T. I., Johnson J. F. An Assessment of the Risk of Transporting Plutonium Dioxide by Cargo Aircraft. BNWL-2-30 UC 71, Battelle Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA (1977).

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

14. McClure J. D., Von Rieseemann W. A. Crush Environment for Small Containers Carried on US Commercial Jet Aircraft, Report letter, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1976).
15. Qualification Criteria to Certify a Package for Air Transport of Plutonium. Rep. NUREG/0360, USNRC, United States Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1978).
16. Wilkinson H. L. A study of severe aircraft crash environments with particular reference to the carriage of radioactive material. SARSS 89 (Proc. Symp. Bath, UK, 1989), Elsevier, Amsterdam and New York (1989).
17. Bonson L. L. Final Report on Special Impact Tests of Plutonium Shipping Containers: Description of Test Results, Rep. SAND-76-437, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1977).
18. Specific Safety Guide «Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material» (SSG-26).
19. Аникин А.Ю., Курындин А.В., Курындина Л.А., Строганов А.А. Мировой опыт использования подходов, учитывающих выгорание ядерного топлива при обосновании ядерной безопасности обращения с ОЯТ. Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 3(53). – С. 38-43. – ISSN 2218-8665.
20. О подходах к проведению натуральных тепловых испытаний для обоснования безопасности ТУК с ОЯТ. Научно-техническая конференция «Теплофизика реакторов нового поколения. Теплофизика -2022». АО «ГНЦ «РФ-ФЭИ», Обнинск, 2022
21. Кутателадзе С.С. Теплопередача и гидродинамическое сопротивление: справочное пособие. М.: Энергоатомиздат, 1990. 367 с.
22. Kraus A.D. Extended Surface Heat Transfer. John Wiley & Sons, 2001. 1105 с.
23. ГОСТ 1.5 – 2001 «Стандарты межгосударственные, правила и рекомендации по межгосударственной стандартизации. Общие требования к построению, изложению, оформлению, содержанию и обозначению»

РАЗРАБОТКА ИНЖЕНЕРНОЙ ПРОГРАММЫ ПОВЫШЕННОЙ ТОЧНОСТИ ДЛЯ ОПЕРАТИВНЫХ РАСЧЕТОВ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

В. М. Сошников, Ю. Е. Ванеев, Е. В. Катаев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: soshnikov@ibrae.ac.ru

Анализ возможных вариантов загрузки радиоактивных отходов (РАО) в контейнеры для их хранения и транспортировки требует прогнозной оценки радиационной безопасности [1, 2]. Для этого необходимы расчеты мощности эквивалентной или эффективной дозы (МЭД) гамма- и нейтронного излучений в окружающем контейнер пространстве и сопоставления получаемых результатов с регламентируемыми значениями.

Если расчеты мощности дозы и обоснование радиационной защиты проводятся с применением прецизионных программ на основе метода Монте-Карло (MCNP [3], MCU

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

[4], TDMCC [5] и др.), то получаемые результаты имеют статистическую погрешность, которая возрастает при увеличении оптической толщины защиты. В этом случае для достижения приемлемой точности расчетов необходимы существенные затраты компьютерного времени. При этом если для решения задачи требуется проведение многовариантных расчетов с вариациями нескольких входных параметров, то, зачастую, становится невозможно достигнуть приемлемой точности результатов в отведенный срок.

Распространенная практика при оперативном решении подобных задач – использование программ инженерного класса, например, БРИЗ [6], Microshield [7] и др., в которых реализован формализм факторов накопления (ФН) в упрощенной геометрии объектов. Недостатком таких программ является ограниченный набор конфигураций системы «источник излучения - защита», использование ФН для точечного источника в бесконечных средах, неизбежные погрешности расчетов МЭД вблизи границы раздела сред.

В разрабатываемом расчетном модуле БОДИ (Быстрая Оценка Дозы Излучения), входящем в состав программного комплекса (ПК) КОРИДА [8], используются альтернативные подходы, реализованные в двух подмодулях.

В первом подмодуле используется формализм факторов накопления для объектов с плоскими или цилиндрическими слоями материалов (вода, грунт, бетон, железо). Отличительной особенностью подмодуля является возможность разработки простейшей одномерной слоистой модели объекта (рис.1,а) и ее преобразования в более реалистичную 2D- или 3D- модель (рис.1,б) в графическом редакторе GRATOR [9], также входящем в состав ПК КОРИДА. Для любой геометрии объекта расчет нерассеянной компоненты излучения не вызывает проблем, поскольку проводится с использованием программы TDMCC в особом ускоренном режиме. Эта же программа может быть использована и для предварительных расчетов ФН с учетом особенностей геометрии и составов источника и защиты.

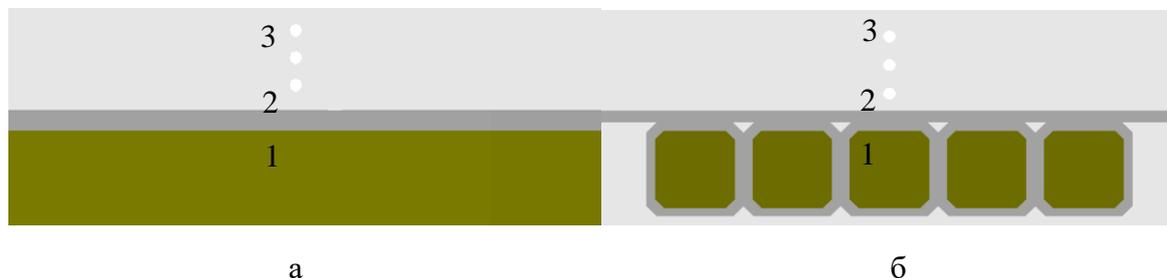


Рис. 1 – Отображение в среде графического редактора GRATOR исходной модели (а) и созданной на ее основе реалистичной модели ряда контейнеров (б): 1 – матрица РАО; 2 – защита; 3 – детекторы

Во втором подмодуле реализован алгоритм выборки данных из массива «готовых решений» – пространственных распределений мощности дозы около типовых контейнеров РАО (НЗК [10], КМЗ [11] и др.), полученных с использованием программы TDMCC в трехмерной геометрии и хранящихся в базе данных (БД). Кроме типа контейнера, при проведении таких расчетов возможны различные вариации материала матрицы РАО, его плотности и дозообразующих радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co . Пример изображения таких результатов в среде редактора GRATOR представлен на рисунке 2.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

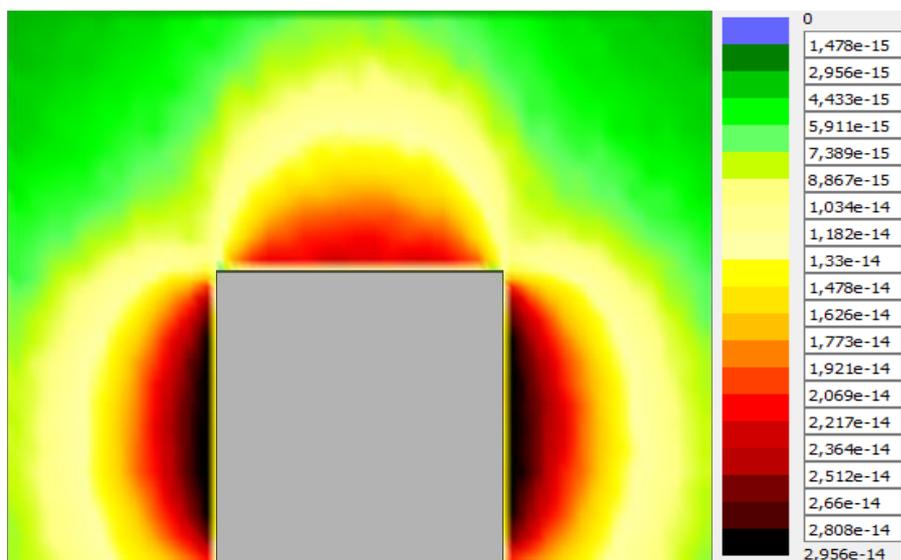


Рис. 2 – Распределение МЭД (Зв/час) в пространстве вокруг контейнера КМЗ, контейнер заполнен бетоном. Нормировка на один фотон, рожденный в объеме источника

После ввода исходных параметров происходит выборка из БД значений МЭД в регистрационной сетке вблизи контейнера с использованием процедуры линейной интерполяции между значениями в ближайших ячейках регистрационной сетки и нормировка на заданную пользователем удельную активность источника. Результат выдается в виде графиков и/или таблиц и может быть визуализирован.

Таким образом, разрабатываемый модуль экспресс-оценки мощности дозы позволяет значительно ускорить расчеты в задачах с оптически толстой защитой за счет использования содержащихся в БД факторов накопления и практически мгновенно получать мощность дозы гамма-излучения возле одного или нескольких контейнеров РАО (без дополнительной защиты) на уровне точности прецизионного расчета.

Данный модуль может быть использован для оперативной предварительной оценки радиационной обстановки вблизи рассмотренного класса объектов и планирования сценариев проведения радиационно-опасных работ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения. НП-093-14. Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 декабря 2014 г. № 572. Ростехнадзор, 2014.

2. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. НП-053-16. Утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 04.10.2004 № 5. М., Ростехнадзор, 2004.

3. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code", version 5, April 2003. Radiation Software / Grove Software.

4. Гуревич М.И., Калугин М.А., Олейник Д.С., Шкаровский Д.А. Характерные особенности MCU-FR // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2016, вып. 5, стр. 17-21.

5. Программа TDMCC (Time dependent Monte Carlo Code). Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др. Свидетельство о государственной регистрации №2010614412 ФГУП "РФЯЦ ВНИИЭФ".

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

6. Бакин Р.И., Званцев А.А, Илупин С.И. и др. Программный комплекс оперативного расчета доз фотонного излучения за защитой от источников различной геометрической формы. Известия Российской науки. Энергетика. Наука, 2013, №5, сс. 129-135.

7. MicroShield // RadiationSoftware URL: <https://radiationsoftware.com/microshield> (дата обращения: 06.10.2025).

8. Блохин П.А., Блохин А.И., Ванеев Ю.Е., Кизуб П.А., Сипачёв И.В. Программный комплекс КОРИДА для прогнозирования характеристик источников ионизирующих излучений и создаваемых ими радиационных полей / Препринт Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № ИБРАЭ-2018-06). — М.: ИБРАЭ РАН, 2018. — 16 с.

9. Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Сипачёв И.В. Специализированный графический редактор для разработки трехмерных моделей ЯРОО и конвертации геометрических параметров в формат монте-карловских программ / Препринт Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № ИБРАЭ-2018-05). — М.: ИБРАЭ РАН, 2018. — 11 с.

10. Контейнер НЗК // URL: [https://345mz.ru/kontejneryi-dlya-rao/zhelezobetonnyie-kontejneryi/nzk-150-15p-\(v](https://345mz.ru/kontejneryi-dlya-rao/zhelezobetonnyie-kontejneryi/nzk-150-15p-(v) (дата обращения: 06.10.2025).

11. Контейнер КМЗ // URL: <https://345mz.ru/kontejneryi-dlya-rao/metallicheskie-kontejneryi/kmz-m> (дата обращения: 06.10.2025).

ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЙ ФАНТОМ ДЛЯ ДОЗИМЕТРИИ КРАСНОГО КОСТНОГО МОЗГА ПЛОДА НА 24-Й НЕДЕЛЕ БЕРЕМЕННОСТИ МАТЕРИ

П. А. Шарагин, Е. И. Толстых, Е. А. Шишкина

ФГБУН "Южно-Уральский федеральный научно-клинический центр медицинской биофизики" ФМБА России, Челябинск, Россия

эл. почта: sharagin@urcrm.ru

Красный костный мозг (ККМ) является одним из наиболее радиочувствительных органов в организме человека. Его облучения может происходить как за счет внешних, так и за счет внутренних источников – остеотропных радионуклидов. Наиболее распространённым таким радионуклидом является ^{90}Sr , который присутствовал как в составе глобальных выпадений, так и в составе радиоактивных сбросов в реку Теча. В результате чего облучению подверглись люди разных возрастных групп, в том числе беременные женщины. Для оценки доз от остеотропных радионуклидов используют вычислительные фантомы, которые имитируют взаимное расположение тканей-источников (кость) и тканей-мишеней (ККМ). Моделирование переноса энергий внутри таких фантомов позволяет оценить коэффициенты перехода (DF) от удельной активности радионуклида к мощности поглощённой дозы в ККМ. Современные фантомы основаны на методе парных изображений КТ и микро-КТ. Эта методика позволяет создавать реалистичные модели костей, однако она имеет ряд недостатков: использование патологоанатомического материала, большая ошибка моделирования кортикального слоя кости ввиду низкого разрешения КТ-изображений, основаны на небольшом количестве снимков и не позволяют оценить неопределенности DF. В качестве альтернативы, в нашей лаборатории был разработан оригинальный метод стохастического параметрического

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

моделирования костных структур (SPSD-моделирование), который позволяет избежать этих недостатков [1].

Цель работы: разработать вычислительные фантомы для дозиметрии ККМ от инкорпорированных ^{90}Sr в скелете плода на 24-й неделе беременности.

Параметры фантомов оценивались на основе опубликованных результатах измерений реальных костей и включали:

- 1) Толщину кортикального слоя
- 2) Толщину трабекул
- 3) Размер межтрабекулярного пространства
- 4) Объёмную долю костной ткани в губчатой кости
- 5) Линейные размеры костей
- 6) Распределение ККМ внутри скелета
- 7) Плотности и химический состав костной ткани и ККМ

Для плода на 24 неделе беременности матери на основе опубликованных данных было выделено 14 участков скелета с активным гемопоэзом. Каждый такой участок был разделен на меньшие части-сегменты, для каждого из которых характерны: однородная толщина кортикального слоя и однородные параметры микроархитектуры. Для каждого сегмента в программе Trabecula [2] был сгенерирован вычислительный воксельный фантом, имитирующий расположение 2-х отдельных тканей-источников трабекулярной и кортикальной кости, а также единой ткани-детектора – ККМ. Стохастическое моделирование транспорта излучений внутри каждого из сегментов, производилось с использованием программы MCNP6.2. Энергии, поглощённые в ККМ рассчитывались в приближении равномерного распределения ^{90}Sr в объёме трабекулярной и кортикальной кости.

DF для каждого сегмента рассчитывались следующим образом:

$$DF_{\text{segm}} = E \times \frac{m_s}{m_d}, \text{ где} \quad (1)$$

E – поглощенная энергия, МэВ

m_s – масса ткани-источника, г.

m_d – масса ткани-детектора, г.

Фантом скелета плода на 24 неделе развития включал 33 меньших фантома сегментов: 4 прямоугольных параллелепипеда, 17 цилиндров, 11 деформированных цилиндров и 1 эллипсоид. Размер фантомов был в пределах от 12 до 36 мм. Во внутриутробный период многие участки костей не покрыты кортикальным слоем, тем не менее его значение было в пределах от 0,007 до 0,1 мм для моделируемых сегментов. Плотность кости равнялась $1,58 \text{ г/см}^3$, а костного мозга – $1,0 \text{ г/см}^3$ Объёмы фантомов $0,005\text{-}2,02 \text{ см}^3$

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

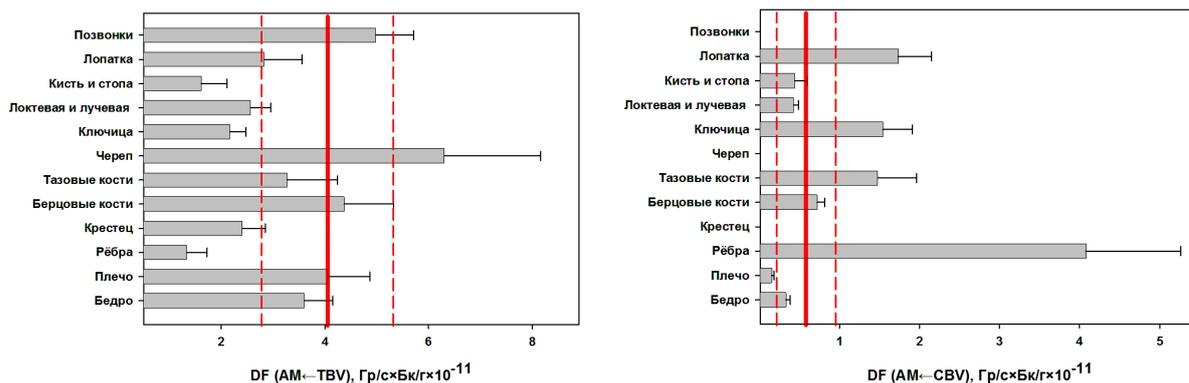


Рис 1 - Значения DF для участков скелета с активным гемопоэзом для плода на 24 неделе беременности матери, красные линии-усредненные значения, пунктиром обозначены границы 95% доверительного интервала DF

Как показано на рисунке 1, DF для ^{90}Sr в трабекулярной кости были в пределах от $1,6 \times 10^{-11}$ до $6,7 \times 10^{-11}$ Гр/с на Бк/г и в среднем составили $4,07 \times 10^{-11}$ Гр/с на Бк/г. В случае стронция в кортикальной кости DF были в диапазоне $0-1,73 \times 10^{-11}$ Гр/с на Бк/г со средним значением $0,54 \times 10^{-11}$ Гр/с на Бк/г. Неопределенности DF для трабекулярной и кортикальной кости составили 41% и 54%, соответственно.

ЛИТЕРАТУРА

1. Degteva M. O., Tolstykh E. I., Shishkina E. A., Sharagin P. A., Zalyapin V. I., Volchkova A. Y., Smith M. A., Napier B. A. Stochastic parametric skeletal dosimetry model for humans: General approach and application to active marrow exposure from bone-seeking beta-particle emitters. PloS one. – 2021. – 16(10) – e0257605.

2. Shishkina E.A.; Timofeev Y.S.; Volchkova A.Y.; Sharagin P.A.; Zalyapin V.I.; Degteva M.O.; Smith M.A.; Napier B.A. Trabecula: A Random Generator of Computational Phantoms for Bone Marrow Dosimetry. Health Physics. – 2020. – 118(1). – p 53-59.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ГЕОМИГРАЦИОННЫХ ПРОЦЕССОВ В КРИСТАЛЛИЧЕСКОМ МАССИВЕ

Ф. В. Григорьев, А. В. Плёткин

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: grig-fedor@ibrae.ac.ru

Кристаллические горные породы рассматриваются международным сообществом как перспективная среда для создания пунктов глубинного захоронения высокоактивных радиоактивных отходов (РАО) [1]. В Российской Федерации для этих целей изучается гнейсовый массив на участке «Енисейский» в Красноярском крае [2], где начато строительство подземной исследовательской лаборатории. Основной задачей лаборатории является оценка возможности безопасного размещения здесь пункта глубинного захоронения РАО 1 и 2 классов. Ключевым элементом оценки долговременной

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

безопасности будущего пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) выступает гидрогеологическое моделирование. Особенностью кристаллических пород является то, что их фильтрационные свойства в значительной степени определяются развитой сетью трещин. Это обстоятельство требует применения специализированных математических моделей, существенно отличающихся от классических подходов, разработанных для гомогенных пористых сред [3].

Существующие подходы к моделированию можно разделить на две крупные категории: модели с неявным и с явным представлением трещин:

1. *Модели с неявным представлением трещин* (данные подходы предполагают осреднение свойств трещиноватой среды):

а. *Модели единого континуума*: среда рассматривается как однородная или неоднородная пористая с эффективными свойствами, полученными путем осреднения параметров сети трещин (например, методом Oda [4]). Среди таких моделей можно отдельно выделить *модели однородной пористой среды* (англ. Continuous Porous Medium – СРМ), в которых предполагается, что осредненными параметрами можно характеризовать крупные элементы геологического строения, и *модели неоднородной пористой среды* (англ. equivalent continuous porous medium – ЕСРМ), где область моделирования произвольно делится на блоки, свойства которых определяются осреднением параметров трещин, попавших в блок.

б. *Модели множественного континуума*: среда представляется в виде наложения нескольких взаимодействующих континуумов. Типичный пример – модели двойной пористости/проницаемости, где отдельно описываются трещинный и матричный блоки. Обмен между ними задается специальными членами в уравнениях.

2. *Модели с явным представлением трещин* (в этих подходах геометрия трещин учитывается непосредственно):

а. DFN (Discrete Fracture Network): модели, в которых течение рассматривается только по явно заданной сети трещин, а матрица считается непроницаемой.

б. DFM (Discrete Fracture and Matrix): комплексные модели, учитывающее течение как по явно заданным трещинам, так и в пористой матрице.

Выбор адекватного математического подхода для моделирования трещиновато-пористой среды определяется конкретными целями и масштабами решаемой задачи. В идеале, комплексная оценка долговременной безопасности должна обеспечивать возможность сочетания различных моделей в рамках единой расчетной схемы в приложении к различным структурным элементам и масштабам моделируемого объекта.

Расчетный код GeRa [5], предназначенный для решения задач геофильтрации и геомиграции радионуклидов при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии, первоначально создавался для моделирования процессов в сплошных пористых средах. Необходимость проведения прогнозных расчетов для ПГЗРО в кристаллическом массиве потребовала реализации в нем моделей для трещиновато-пористых сред. В работе [6] представлена постановка задачи в модели DFM и ее численная дискретизация, построенная в GeRa. Пример элементов геологического строения, заданных в рамках DFM модели рядом с конструкцией ПГЗРО приведен на рисунке 1.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

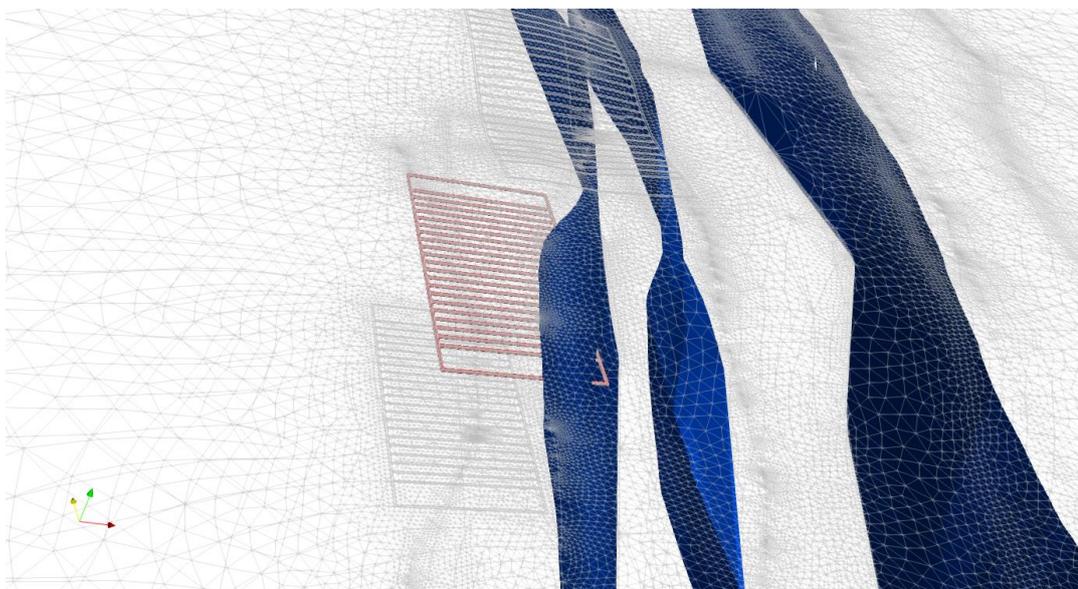


Рис. 1 - Элементы геологического строения, заданные в рамках модели DFM [3]

Апробация DFM-подхода выявила необходимость повышения робастности используемых численных методов. Ключевая проблема заключается в ограничениях классической двухточечной схемы метода конечных объемов (МКО) при дискретизации фильтрационных и диффузионных потоков в трещинах, что обусловлено особенностями построения расчетной сетки. В DFM-модели трещины представляются произвольными двумерными поверхностями, а их сетка формируется как след сечения исходной 3D-сетки матрицы. Это обеспечивает конформность сеток в матрице и на трещинах, но приводит к появлению ячеек сложной геометрии (см. рисунок 2). В таких условиях двухточечная схема МКО не обеспечивает сходимость расчетов [7].

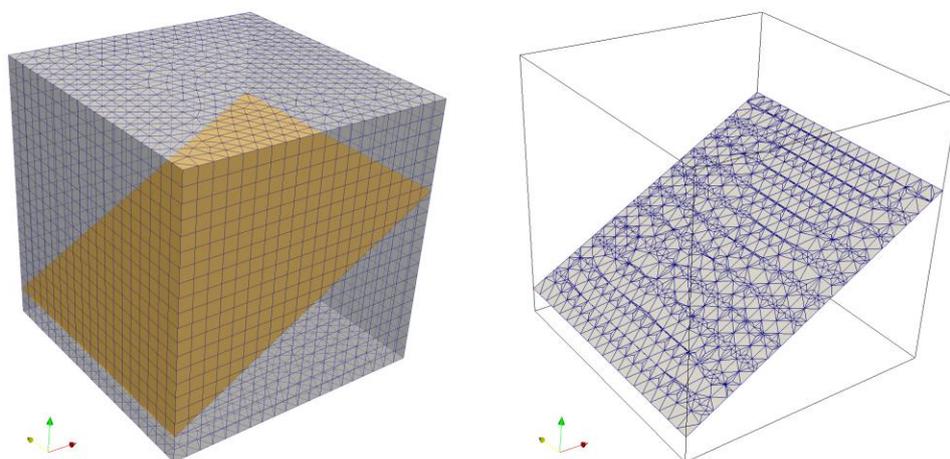


Рис. 2 - Пример расчетной сетки в модели DFM: слева – сетка в пористой среде, справа – сетка на трещине

В качестве решения этой проблемы была предложена и реализована альтернативная схема дискретизации – линейная многоточечная O-схема [3,8],

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

обеспечивающая сходимость на неструктурированных сетках. Ее алгоритм включает в себя следующие этапы:

1. Формирование кластеров: для каждой вершины сетки на трещине определяется совокупность прилегающих ячеек (кластер). В пределах каждого кластера строится аппроксимация градиента напора, использующая значения как в центрах ячеек, так и в центрах разделяющих их ребер.

2. Установление баланса потоков: на ребрах, содержащих рассматриваемую вершину, накладывается условие баланса потоков, что позволяет исключить из системы уравнений переменные, соответствующие центрам ребер.

3. Аппроксимация потока через ребро: в результате для каждого ребра получается выражение для потока, использующее только значения напоров в ячейках. Поскольку каждое ребро принадлежит двум вершинам, формируются две независимые аппроксимации потока.

4. Усреднение потока: окончательное значение потока через ребро вычисляется как среднее арифметическое двух полученных аппроксимаций.

Следует отметить, что дискретизация потоков обмена между трещинами и пористой матрицей реализована с использованием классической двухточечной схемы. Такой подход представляет собой обоснованный компромисс между вычислительной эффективностью и точностью, учитывая доминирующую роль трещин в фильтрационных процессах. Применение O-схемы приводит к увеличению вычислительной сложности решаемой системы линейных алгебраических уравнений. Это обусловлено как расширением шаблона аппроксимации, так и необходимостью введения дополнительных степеней свободы на граничных ребрах трещин с условиями Неймана. Несмотря на возросшую сложность, преимущества O-схемы, выражающиеся в обеспечении сходимости на неструктурированных сетках сложной геометрии, демонстрируются даже на относительно простых тестовых задачах [3].

Применение модели DFM для учета крупных разрывных нарушений (РН) в региональных гидрогеологических моделях оказалось не всегда оптимальным. В качестве альтернативы был разработан метод, представляющий данные элементы геологического строения в виде трехмерных неоднородностей. В рамках этого подхода на этапе построения сетки ячейки, удовлетворяющие одному из критериев (пересечение ребер с поверхностью РН, расположение центра масс на расстоянии меньше заданного порога), помечаются как «ячейки трещины» и наделяются особыми фильтрационно-емкостными свойствами (пример см. на рисунке 3).

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

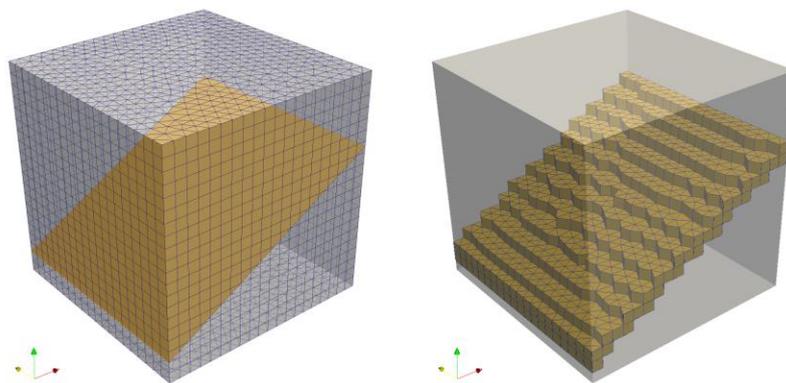


Рис. 3 - Пример учета разрывного нарушения в виде трехмерных неоднородностей: слева – сетка в пористой среде и поверхность разрывного нарушения, справа – сеточная дискретизация разрывного нарушения

Представленный пример демонстрирует, что, несмотря на сравнительно грубую сеточную аппроксимацию геометрии трещины, данный подход позволяет сохранить качество общей расчетной сетки. Это обеспечивает возможность применения всего арсенала ранее реализованных в комплексе GeRa численных методов без их модификации.

Метод дискретных трещинных сетей DFN применяется в ситуациях, когда имеются обширные данные о геометрии трещинной системы, полученные в результате геофизических исследований, фотосъемки или статистического анализа пространственного распределения трещин. Данный подход целесообразен, когда учет массообмена между трещинами и пористым матричным блоком не является критически важным для решаемой задачи. В рамках этого метода присутствие пористой матрицы не учитывается, а расчетная сетка строится исключительно на трещинных элементах. В настоящее время в расчетном комплексе GeRa реализована функциональность импорта сеток, построенных в специализированном программном обеспечении dfnWorks [9], с последующим решением на них задач стационарной и нестационарной фильтрации (пример сетки в модели DFN с решением см. на рисунке 4).

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

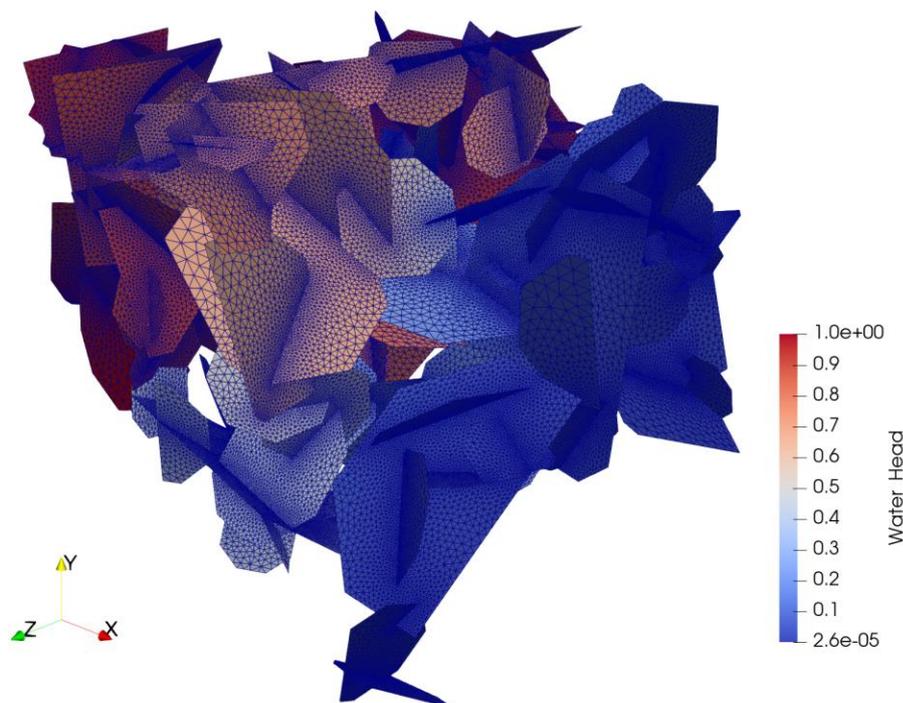


Рис. 4 - Пример расчетной сетки, заданной на сети трещин в подходе DFN, с полем напоров – решением фильтрационной задачи в коде GeRa

В заключение следует отметить, что в докладе рассмотрены современные подходы к численному моделированию геомиграционных процессов в трещиновато-пористых средах. Показано, что для адекватного описания фильтрации и переноса в таких средах необходим арсенал различных методов, каждый из которых имеет свою область применения. В расчетном комплексе GeRa реализован ряд специализированных подходов, включая:

- метод DFM (Discrete Fracture and Matrix) для детального моделирования взаимодействия дискретных трещин и пористой матрицы;
- метод DFN (Discrete Fracture Network) для расчетов в разветвленных сетях трещин с низкопроницаемой матрицей;
- метод представления разрывных нарушений в виде трехмерных неоднородностей для эффективного моделирования крупномасштабных геологических структур.

Наличие этих методов позволяет решать широкий спектр гидрогеологических задач, возникающих при обосновании долговременной безопасности ПГЗРО в кристаллических массивах. Сочетание различных подходов обеспечивает гибкость и адекватность модельных представлений при переходе между разными масштабами исследования.

ЛИТЕРАТУРА

1. Цебаковская Н.С., Уткин С.С., Капырин И.В., Медянцеv Н.В., Шамина А.В.; под ред. И.И. Линге и Ю.Д. Полякова. Обзор зарубежных практик захоронения ОЯТ и РАО. М.: Изд-во «Комтехпринт», 2015. 208 с.
2. Стратегический мастер-план исследований в обоснование безопасности сооружения, эксплуатации и закрытия пункта глубинного захоронения радиоактивных

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

отходов / А. Н. Дорофеев, Л. А. Большов, И. И. Линге [и др.] // Радиоактивные отходы. – 2017. – № 1. – С. 32-41.

3. Григорьев Ф. В. Моделирование течения жидкости в трещиновато-пористой среде на основе модели дискретных сетей трещин и матрицы // Математическое моделирование. – 2024. – Т. 36. – № 2. – С. 113-128.

4. Oda M. Permeability tensor for discontinuous rock masses // Géotechnique. – 1985. – Vol. 35. – № 4. – P. 483-495.

5. Капырин И. В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ // Радиоактивные отходы. – 2022. – Т. 19. – № 2. – С. 105-118.

6. Grigorev F. V., Kapurin I. V., Plenkin A. V. Discrete fracture matrix model applied to the computation of water flow through the underground facility // Lobachevskii Journal of Mathematics. – 2020. – Т. 41. – № 4. – С. 526-532.

7. Eymard R., Gallouët T., Herbin R. Finite volume methods // Solution of Equation in \mathbb{R}^n (Part 3), Techniques of Scientific Computing (Part 3): Handbook of Numerical Analysis. – Elsevier, 2000. – Vol. 7. – P. 713-1018.

8. Aavatsmark I. et al. Discretization on unstructured grids for inhomogeneous, anisotropic media. Part I: Derivation of the methods // SIAM Journal on Scientific Computing. – 1998. – Т. 19. – № 5. – С. 1700-1716.

9. Nyman J. D. et al. dfnWorks: A discrete fracture network framework for modeling subsurface flow and transport // Computers & Geosciences. – 2015. – Vol. 84. – P. 10-19.

ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА «НИМФА» ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ГЕОФИЛЬТРАЦИИ И ГЕОМИГРАЦИИ НА ОБЪЕКТАХ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

В. Л. Воронин

ФГБУ «Гидроспецгеология», Москва, Россия

эл. почта: v_voronin@list.ru

ФГБУ «Гидроспецгеология» в течение более чем 30 лет решает задачи, связанные с моделированием на объектах существующего и потенциального загрязнения подземных вод. За это время накопился большой опыт, позволяющий сопоставить различные программные продукты как с точки зрения их удобства в практическом применении, так и по спектру решаемых с их помощью задач.

В 1990-х годах для решения задач моделирования геофильтрации и геомиграции использовались, в основном, программные продукты, разработанные отечественными специалистами. В ФГБУ «Гидроспецгеология» использовалось семейство программ GEON, которое успешно применялось для гидрогеологического моделирования. С начала 2000-х годов происходит переход на программное обеспечение, стандартное в мировой практике гидрогеологического моделирования, построенное на основе MODFLOW. С 2014 г. специалисты ФГБУ «Гидроспецгеология» принимают участие в работах РФЯЦ-ВНИИЭФ по созданию программного комплекса (ПК) «НИМФА» [1]. В настоящее время «НИМФА» является основным ПК, используемым ФГБУ «Гидроспецгеология» при

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

моделировании геофильтрации и геомиграции на объектах Госкорпорации «Росатом». В докладе приведено сравнение основных программных комплексов, используемых в мировой практике для гидрогеологического моделирования: Processing MODFLOW (PM) [2], Groundwater Modelling System (GMS) [5], Visual MODFLOW Flex (VM) [4] и ПК «НИМФА».

Отличительные особенности ПК «НИМФА»

По уровню удобства интерфейса пре- и постпроцессора ПК «НИМФА» превосходит ранее использованные нами программы гидрогеологического моделирования. Интерфейс препроцессора основан на базе объектного подхода, близок интерфейсу ПК Visual MODFLOW Flex, но заметно превосходит его в удобстве использования. Все элементы модели отображаются одновременно в иерархическом списке — дереве объектов и в графическом окне и могут быть выбраны в обоих окнах на всех этапах разработки модели. Графическое окно обладает базовыми функциями графического редактора, позволяющего редактировать границы объектов и создавать новые. Существует возможность группировки однотипных объектов для массового редактирования их параметров. Постпроцессор ПК «НИМФА» обладает позволяет представить результаты моделирования в виде карт и разрезов. Имеется возможность вывода водного баланса фильтрационных моделей и массового баланса миграционных моделей в виде таблиц и временных графиков. Имеется богатый инструментарий настройки и разрезов. Несмотря на богатые возможности пре- и постпроцессора ПК «НИМФА» отдельные элементы интерфейса и возможности программы всё ещё требуют доработки или изменения. Разработчики программы активно сотрудничают с пользователями, что отражается в постоянном усовершенствовании программного комплекса, в том числе и в части интерфейса.

Отличительной особенностью ПК «НИМФА» является удобный инструментарий построения сеточных моделей. Геофильтрационные и геомиграционные задачи решаются на основе трёхмерной сетки. Ячейки сетки могут быть в плане трех- или четырехугольными и представлять собой призмы или тетраэдры. Такая сетка позволяет хорошо аппроксимировать объекты сложной формы, такие как горные выработки, подземные сооружения, противофильтрационные барьеры и т.д. ПК «НИМФА» имеет богатые возможности настройки расчётной сетки. заданием зон и линий с заданным сеточным размером можно обеспечить идеальное совпадение узлов сетки с узловыми точками любых криволинейных объектов и границ, заданных на модели.

Работа с модельными сетками в ПК «НИМФА» принципиально отличается от такой работы в классических программах, созданных на основе MODFLOW. Расчётная сетка генерируется каждый раз, непосредственно перед выполнением расчёта. При разработке и отладке гидрогеологических моделей сохраняется возможность свободно менять параметры сетки. Например, при создании и отладке модели для экономии времени можно использовать расчётную сетку с большим шагом, а при выполнении окончательных расчётов уменьшить размер ячейки до необходимых размеров без перестройки модели.

ПК «НИМФА» позволяет решать широкий спектр геофильтрационных и геомиграционных задач. При выполнении задач по обоснованию безопасности и оценке долговременного воздействия на окружающую среду объектов Государственной корпорации «Росатом» сотрудники ФГБУ «Гидроспецгеология» используют ПК «НИМФА» для решения задач насыщенной и ненасыщенной фильтрации, а также миграции компонентов-загрязнителей с учётом молекулярной диффузии, гидродисперсии,

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

сорбции, плотностной конвекции и радиоактивного распада. Ряд встроенных в ПК «НИМФА» функций особенно актуален для решения задач моделирования радиоактивного загрязнения. Это моделирование миграции дочерних продуктов распада радиоактивных изотопов, моделирование сорбции с учётом концентрации нитратов. Возможность задания изменения параметров грунтов во времени позволяет решать прогнозные задачи с учётом деградации материалов защитных барьеров.

В ПК «НИМФА» встроен блок автоматической калибровки геофильтрационных и геомиграционных моделей. По своим возможностям этот блок не уступает ПК на основе MODFLOW, где калибровка выполняется с помощью модуля PEST.

В то же время программа не свободна от недостатков. В части интерфейса программы это, в первую очередь, отсутствие единого стандарта ввода информации и низкое разрешение генерируемых программой карт и диаграмм. В расчётной части приходится иногда сталкиваться с ошибками в задании на модели различных граничных условий в специфических ситуациях. Разработчики программы оперативно исправляют обнаруженные ошибки, что позволяет успешно использовать ПК «НИМФА» при решении сложных задач геофильтрационного и геомиграционного моделирования.

Сравнение ПК «НИМФА» с зарубежными программными комплексами

Стандартом в программном обеспечении, предназначенном для гидрогеологического моделирования, являются программные комплексы на базе программы MODFLOW, разработанной в 1988 г. Особенностью MODFLOW является модульный принцип построения программы, позволяющий подключить к основной программе модули (пакеты), моделирующие различные процессы и объекты. За долгие годы разработаны многочисленные дополнения к MODFLOW, и сейчас сложно себе представить какой-либо гидрогеологический процесс, модель которого не была бы реализована как пакет для MODFLOW. Однако программные комплексы, построенные на основе MODFLOW, обычно поддерживают только наиболее распространённые дополнения. За прошедшие десятилетия и базовая программа и дополнения к ней неоднократно дорабатывались. С помощью MODFLOW разработаны тысячи гидрогеологических моделей и в рамках такого длительного тестирования из программы были удалены содержащиеся в ней изначально ошибки, поэтому результаты моделирования, выполненного с помощью MODFLOW, являются эталоном при оценке достоверности результатов выполненных с помощью другого программного обеспечения. Специалисты ФГБУ «Гидроспецгеология» на начальном этапе использования ПК «НИМФА», для того, чтобы убедиться в достоверности полученных решений, разрабатывали параллельно модели в программных комплексах на базе MODFLOW.

ПК MODFLOW выполняет решение базовых уравнений фильтрации и миграции на основе конечно-разностной дискретизации, поэтому в основе всех моделей, реализуемых в MODFLOW, лежит прямоугольная сетка, что затрудняет моделирование в тех случаях, когда в модели присутствуют объекты криволинейной формы. ПК «НИМФА», использующий метод конечных объёмов, выполняет решение на неструктурированной полигональной сетке, что позволяет хорошо аппроксимировать объекты со сложной геометрией.

Модульная структура, присущая MODFLOW, затрудняет восприятие интерфейса программных комплексов, разработанных на его основе. В ПК РМ, интерфейс которого больше всего следует за структурой базовой программы, ввод и редактирование разных элементов модели осуществляется внутри различных разделов. Невозможно, не выходя из окна редактора модели, и не переключившись в другой пакет, поменять характеристики

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

объектов из разных пакетов, например, дрены и водозаборной скважины. ПК GMS и VM решают эту проблему, разделяя процесс создания модели на этапы концептуального и численного моделирования (в терминах, используемых в VM). На этапе концептуального моделирования с использованием данных ГИС строится модель, объекты которой реализуются на этапе численного моделирования на расчётной сетке. Редактирование модели производится на обоих этапах, что иногда вызывает запутанные ситуации. Например, если необходимо реализовать изменения, введённые в концептуальную модель уже после перехода к численному моделированию, нужно генерировать новую численную модель. При этом изменения, внесённые в первую численную модель, будут утеряны, и их необходимо будет вносить заново. Процесс создания моделей даже в современных ПК, созданных на основе MODFLOW, является достаточно запутанным.

В ПК «НИМФА» весь процесс разработки модели, по сути, является концептуальным моделированием. Объекты, создаваемые с помощью данных ГИС или внутри программы, отображаются в едином графическом окне, могут быть в любой момент выбраны, отредактированы, исключены из модели или включены в неё. Расчётная сетка генерируется непосредственно в начале каждого расчёта. При этом сетка может быть построена также и без выполнения расчёта для визуализации.

По возможностям расчётного ядра ПК «НИМФА» превосходит популярные ПК на основе MODFLOW. В частности, программа имеет возможность расчётов ненасыщенной фильтрации, что позволяет построить геофильтрационные и геомиграционные модели зоны аэрации. Подобными возможностями обладает программа HYDRUS, для которой существует реализация в виде дополнения к MODFLOW, однако популярные ПК, построенные на базе MODFLOW, это дополнение не включают.

Все современные программные комплексы включают в себя постпроцессор, позволяющий представить результаты моделирования в виде карт и разрезов. При этом в практике ФГБУ «Гидроспецгеология», в связи с высокими требованиями к качеству иллюстративного материала, принято использовать для представления результатов моделирования иллюстрации, подготовленные в сторонних программах, таких, например, как Golden Software Surfer. ПК «НИМФА» содержит богатый инструментарий для графического оформления результатов моделирования, однако до сих пор возможность сохранения готового изображения реализована только в формате растрового файла с низким разрешением, что вынуждает при представлении результатов моделирования, выполненного в ПК «НИМФА», также пользоваться сторонними программами.

Примеры использования ПК «НИМФА» на объектах корпорации «Росатом»

1. Моделирование для оценки долговременных последствий загрязнения подземных вод на объекте хранения радиоактивных отходов.

Объект, расположенный на широкой аллювиальной террасе, является действующим источником загрязнения подземных вод радиоактивными изотопами. При выполнении моделирования оценивалась эффективность реабилитационных мероприятий, а также был выполнен расчёт длительного распространения радиоактивных изотопов в подземных водах. Традиционно такая задача решается в два этапа. Изначально разрабатывается региональная геофильтрационная модель в естественных границах потока, на которой определяются распределение напоров в модельных слоях. Затем на модели-врезке, на границах которой задаются напоры, полученные в результате регионального моделирования, на учащённой расчётной сетке, выполняется геомиграционное моделирование. Использование ПК «НИМФА» позволило существенно упростить процесс моделирование. ПК «НИМФА» позволяет ввести границы модели-

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

врезки непосредственно в региональную модель, и, после отключения объекта «границы региональной модели», выполнять моделирование в границах врезки (рис. 1).

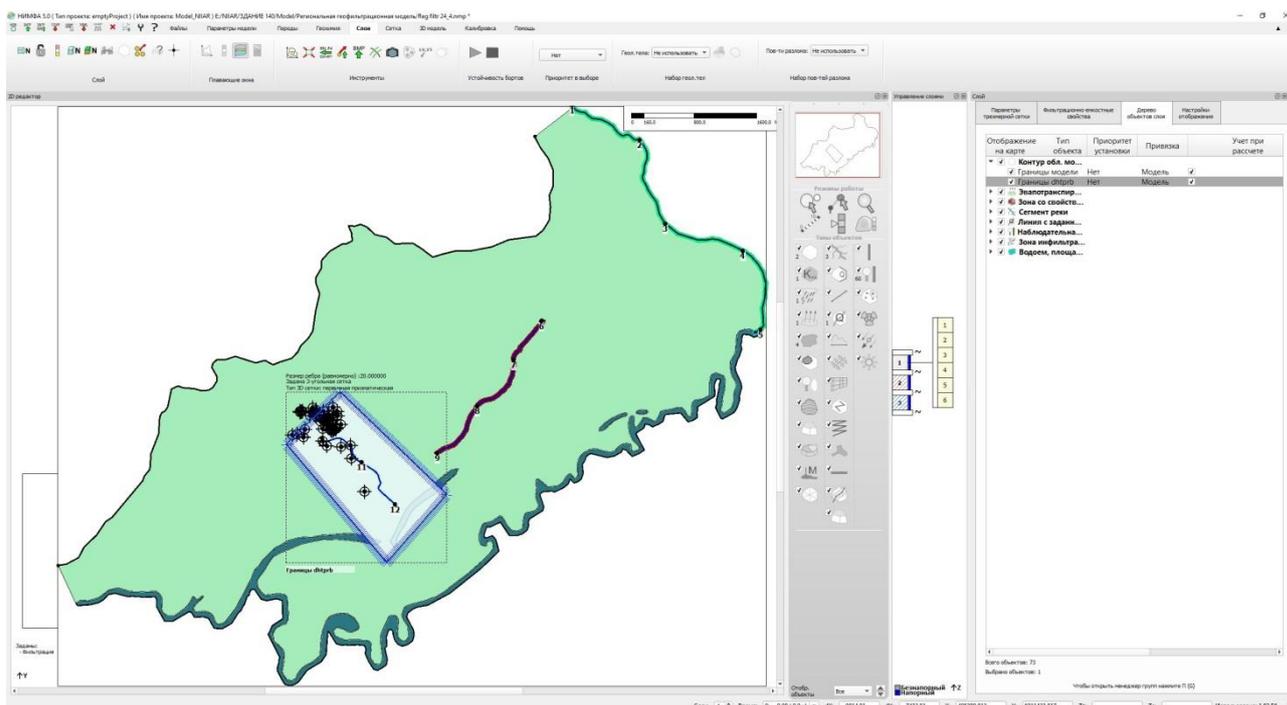


Рис. 1 - Установка границ модели-врезки в региональную модель

2. Моделирование распространения радиоактивного загрязнения в зоне аэрации и в водоносном горизонте.

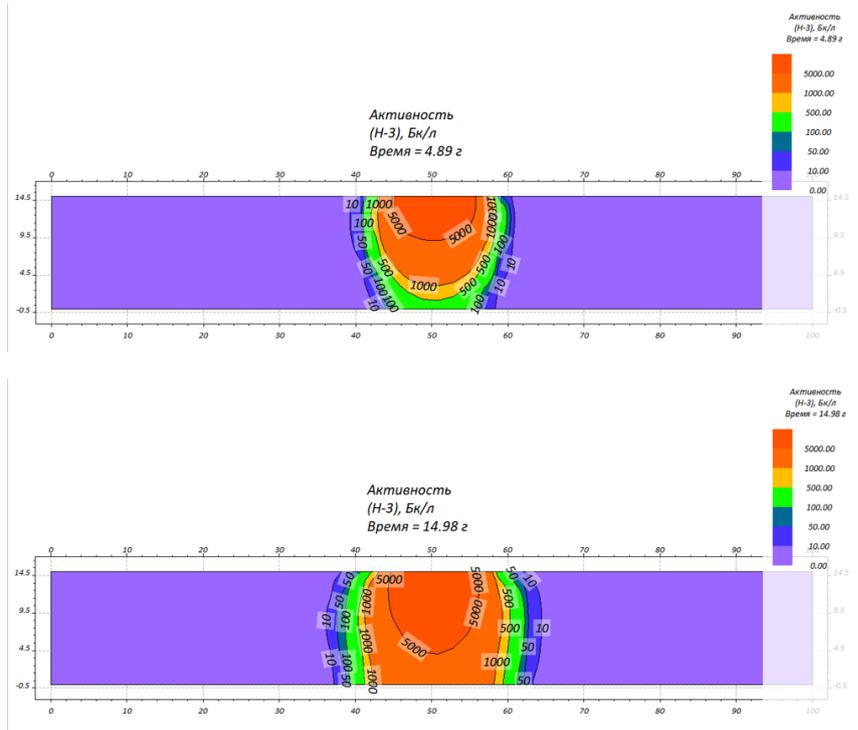
Объект, расположенной на высоком коренном берегу в долине крупной реки, является источником загрязнения подземных вод тритием. Отличительной особенностью объекта является большая мощность зоны аэрации, существенно влияющая на миграцию загрязнения. Ранее при моделировании распространения загрязнения на объекте, модель фильтрации в зоне аэрации выполнялась с использованием программы HYDRUS [3], а геофильтрационная и геомиграционная модель водоносного горизонта разрабатывалась с использованием ПК GMS. В 2024 году при актуализации моделей весь комплекс расчётов выполнялся с использованием ПК «НИМФА». Изначально предполагалось создание единой модели, объединяющей водоносный горизонт и зону аэрации, на которой производилось геофильтрационное и геомиграционное моделирование. Однако выяснилось, что при такой постановке расчётной модели, время решения выходит за все разумные рамки. Было принято решение разделить модель на две: на упрощённой модели зоны аэрации выполнялось моделирование миграции загрязнения от источника до уровня грунтовых вод (рис. 2а), а дальнейшее распространение загрязнения рассчитывалось на модели учитывающей миграцию только в насыщенной среде. В результате было оценено максимально возможное распространение трития в подземных водах (рис. 2б).

30.10.2025

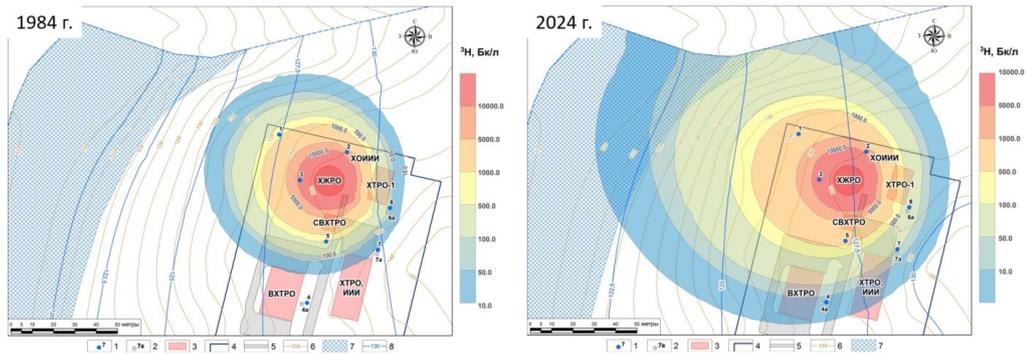
Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

а)



б)



1-2 – режимная наблюдательная скважина, номер: 1 – вскрывающая грунтовые воды отложений уфимского яруса, 2 – сухая; 3 – ЯРОО; 4 – границы промплощадки; 5 – дороги; 6 – изолинии рельефа с шагом 5 м, а.о. (по ЦМР); 7 – зона высачивания; 8 – модельные гидроизолины

Рис. 2 - Модельные ореолы трития в зоне аэрации (а) и в водоносном горизонте (б)

ЛИТЕРАТУРА

- Шагалиев Р.М., Бутнев О.И., Горев И.В., Журавлева М.В., Колесников С.С., Лысова Е.Н., Машенькин П.А., Пронин В.А., Сидоров М.Л. Комплекс программ Нимфа. Методика решения задач нелинейной однофазной фильтрации и тепломассопереноса жидкости в пористых средах. // Вестник кибернетики. 2017, № 25, с. 58-66.
- Chiang W.-H.; Kinzelbach W. 3D-groundwater modeling with PMWIN: a simulation system for modeling groundwater flow and pollution. Springer, 2000.
- Radcliffe D., Simunek J. Soil Physics with HYDRUS: Modeling and Applications. CRC Press, 2010.
- Visual MODFLOW flex. User manual. Waterloo hydrogeologic. 2015.
- <http://www.aquaveo.com/software/gms-groundwater-modeling-system> интернет-ресурс.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

РАЗВИТИЕ КОДОВ НОСТРАДАМУС И РОМ ДЛЯ ЗАДАЧ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ АНАЛИЗЕ ВОЗМОЖНЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙНЫХ АТМОСФЕРНЫХ ВЫБРОСОВ

А. А. Киселев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: aak@ibrae.ac.ru

Развитие в ИБРАЭ РАН кодов для моделирования атмосферного переноса и доз облучения населения и персонала, связанных с поступлением радиоактивных веществ в окружающую среду охватывает создание таких базовых кодов, как РОУЗ [1], TRACE [2], НОСТРАДАМУС [3], предназначенных для моделирования в масштабах промплощадки, в локальном и в региональном масштабах. Заложенные в этих кодах математические модели и технологические решения используются и сегодня при решении прикладных задач на практике. На смену кодам TRACE и НОСТРАДАМУС пришли PROLOG [4] и РОМ [5], включающие дополнительные модели и технические средства, обеспечивающие более гибкий подход к оценке результатов моделирования, а также обновления, связанные с развитием научно-методической базы и более строгим учетом требований в области обоснования безопасности. За последние годы, в первую очередь под влиянием аварии на АЭС Фукусима-1, принципы применения кодов, минимальное модельное наполнение, необходимая константная база и ожидаемые от кодов результаты претерпели существенное изменение [6, 7]. В итоге сформировался запрос на обновление кодов с более структурированным разделением их по назначению: оперативный прогноз и анализ безопасности. В рамках настоящего доклада будут представлены основные результаты развития кода НОСТРАДАМУС, который получил вектор развития в области оперативного прогноза, учета неопределенностей в исходных данных и прогнозе, и кода РОМ, направленного на решение задач анализа безопасности, включая расчеты в ВАБ, ООБ и ПООБ, спецификой которых является анализ потенциальных последствий.

Развитие математических моделей кода опирается на два фактора: расширение связки с моделями оценки источника выброса и моделями динамики атмосферы, а также появление современных экспериментальных данных, позволяющих валидацию моделей, обеспеченных измерением необходимых параметров. В таблице 1 приведены основные изменения в общем виде для обоих кодов, следует отметить, что вычислительное ядро у них остается единым, однако организация процесса вычислений отличается в зависимости от решаемой задачи.

Таблица 1 - Коды и ключевые дополнительные возможности

	Анализ безопасности	Оперативный прогноз
Особенность	Источник – исходные данные, метеоданные – алеаторная неопределенность	Источник имеет неопределенность, метеопрогноз не точен
Код-предшественник	РОМ	НОСТРАДАМУС

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Текущий код	РОМ 2.1	НОСТРАДАМУС 2.1
Дополнительные возможности новой версии	<ul style="list-style-type: none"> – расчет по на основе ретроспективного анализа метеорологических данных – исключение повторных расчетов переноса на сетках регионального прогноза; – учет гранулометрического состава выброса; – использование метеополей из разных источников; – 11 путей облучения; – дозы острого облучения; – несколько источников выброса; – выбросы 500 + часов (бассейны выдержки); – вложенные сетки (измерения вблизи от источника, региональная модель за пределами 10-км области). – Возможность учета всплытия в динамике с учетом конкретных метеоусловий. 	<ul style="list-style-type: none"> – комплексный ансамблевый прогноз (источник, метеорология, параметры модели переноса); – параллелизация лагранжевой модели; – треугольная сетка со сгущением; – 4 модели расчета коэффициентов турбулентного обмена – 5 моделей сухого осаждения; – 4 модели вымывания осадками.

В процессе развития модельной составляющей кодов была развита модель распространения радиоактивных веществ в атмосфере: добавлены модели пересчета категорий устойчивости атмосферы на основе наблюдаемых или рассчитываемых параметров, модель отражения от слоя инверсии, поправка на сдвиг ветра, поправочный коэффициент на вертикальный коэффициент диффузии, изменена расчетная схема построения полей коэффициентов моделирования, что в комплексе позволило расширить область применимости модели до 1100 км (Рис. 1).

Сухое и влажное осаждение в кодах предыдущей версии моделировалось только в области больших диаметров, характерных для гигроскопичных аэрозолей. В области диаметров, характерных для аварийных выбросов, ранее использовались пост-чернобыльские значения. Эти значения могли использоваться только для оценки масштаба загрязнения, но не фактического загрязнения [6]. То есть валидация осаждения в области диаметров частиц до 10-40 мкм была фактически невозможна. С учетом этого и с привлечением экспериментальных данных был реализован комплекс моделей (Рис. 2), позволяющий учитывать фактические характеристики подстилающей поверхности, метеорологические условия и газо-аэрозольный состав выброса для оценки скорости осаждения на подстилающую поверхность и объекты окружающей среды, в том числе вегетирующие. Учет фактических параметров при моделировании позволяет оценить распределение поверхностных выпадений радионуклидов, которое может при

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

определенных условиях превышать [8, 9] определенные в нормативных документах значения. Совместный учет всех релевантных процессов в окружающей среде позволяет выполнить реалистичную оценку доз с учетом фактических региональных данных с учетом сезонности и географических параметров региона [10] (например, Рис. 3).

Следующий вопрос, который был решен – вопрос каплинга с метеорологическими данными. В зависимости от пространственного разрешения и размера области моделирования могут применяться различные источники данных. Так при моделировании в ближней зоне до 10-15 км использование данных метеорологической мачты в большинстве случаев является предпочтительным, по мере удаления от площадки нарушается требование к однородности подстилающей поверхности, появляется влияние атмосферных течений, связанных с региональными особенностями. На Рис.4 можно видеть, как нарушается корреляция прогнозируемых характеристик при использовании только данных метеорологического мониторинга с одной метеорологической мачты относительно уточненных референтных результатов. Для решения данной проблемы были реализованы: улучшенная диагностическая метеорологическая модель, позволяющая интерполировать данные метеорологического мониторинга в пространстве; технология вложенных сеток, позволяющая комбинировать метеорологические данные из различных источников в рамках одного расчета.

Развитие совокупности стандартов МАГАТЭ и активное строительство АЭС за рубежом потребовало гармонизации типов рассчитываемых доз, для которых разработаны дозовые критерии. В состав моделей кода были добавлены модели для 7 путей облучения (всего 11 с учетом ранее реализованных), которые фигурируют в рекомендациях МАГАТЭ [11]. Данная модернизация позволяет проводить расчеты доз облучения населения в рамках международных стандартов и по требованию регулирующих органов, работающих в рамках международных стандартов.

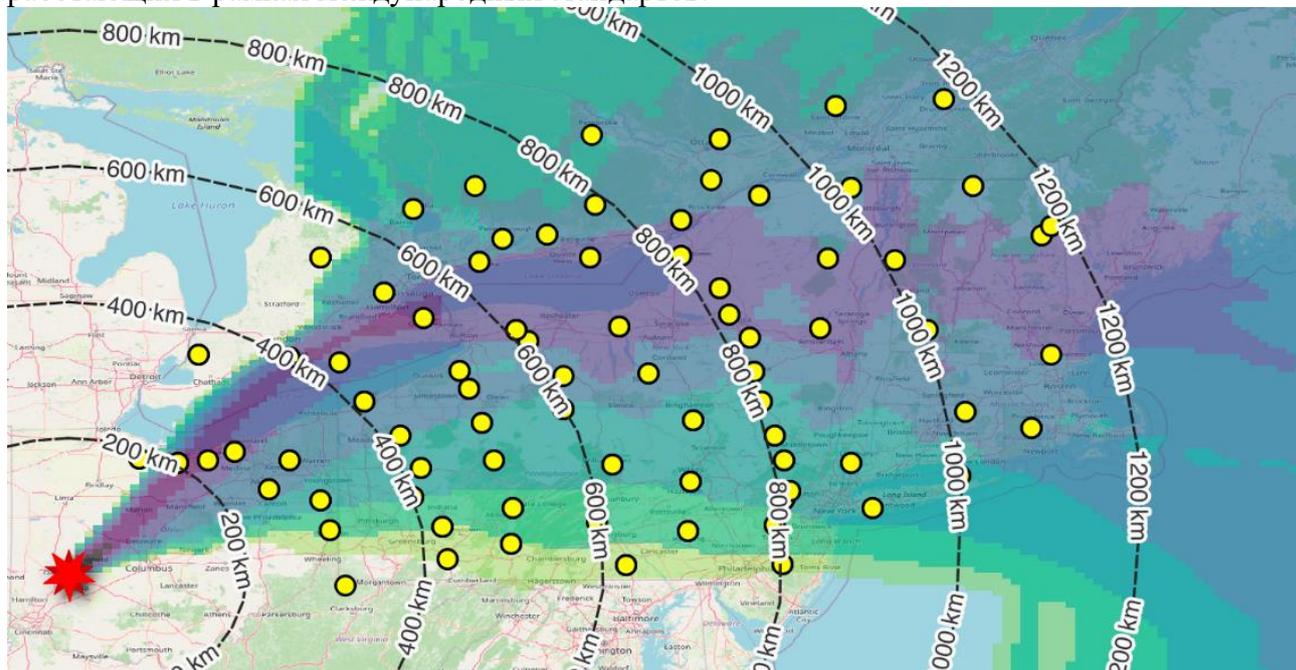


Рис. 1 - Пример расчета атмосферного переноса в валидационном тесте CAPTEX

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

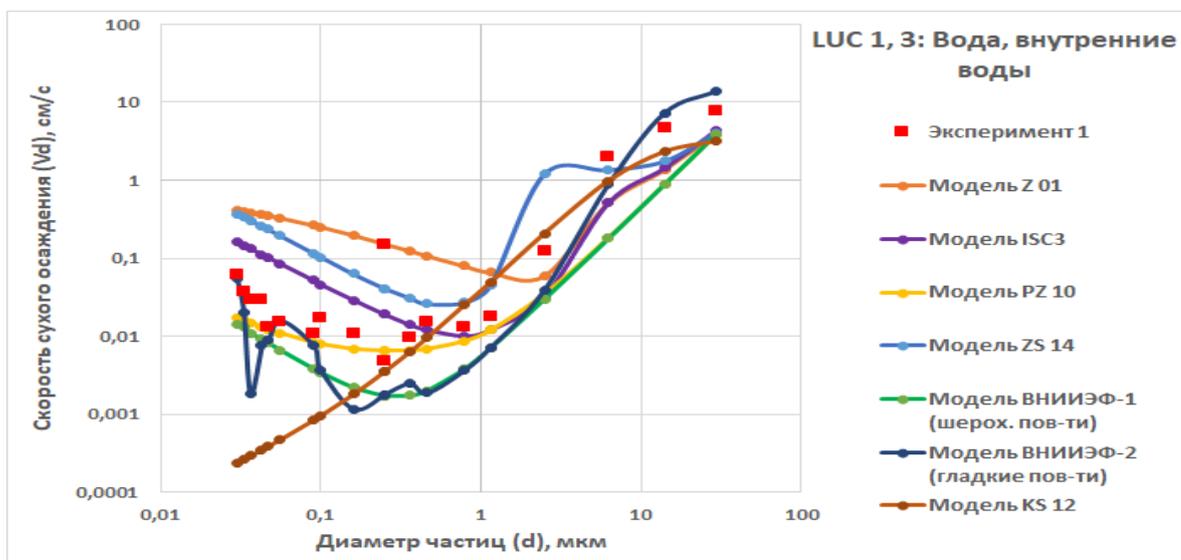


Рис. 2 - Модели осаждения и экспериментальные данные

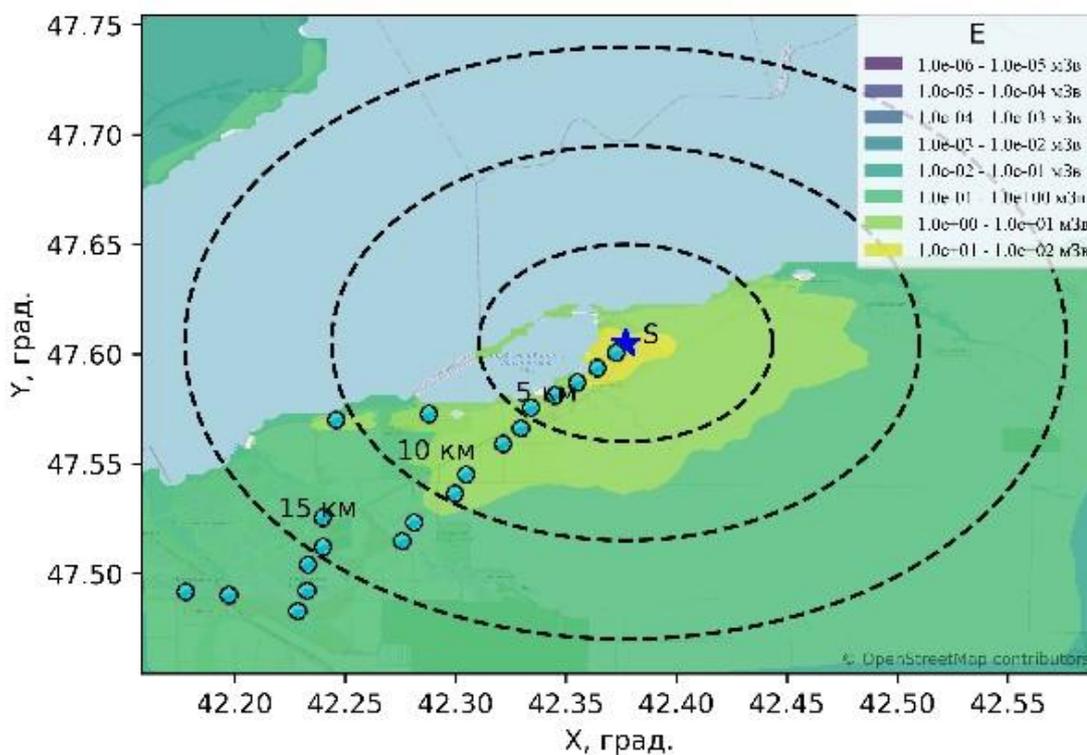


Рис. 3 - Совместный учет комплекса процессов в окружающей среде при прогнозировании потенциально возможной дозы облучения населения на основе статистического анализа метеословий

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

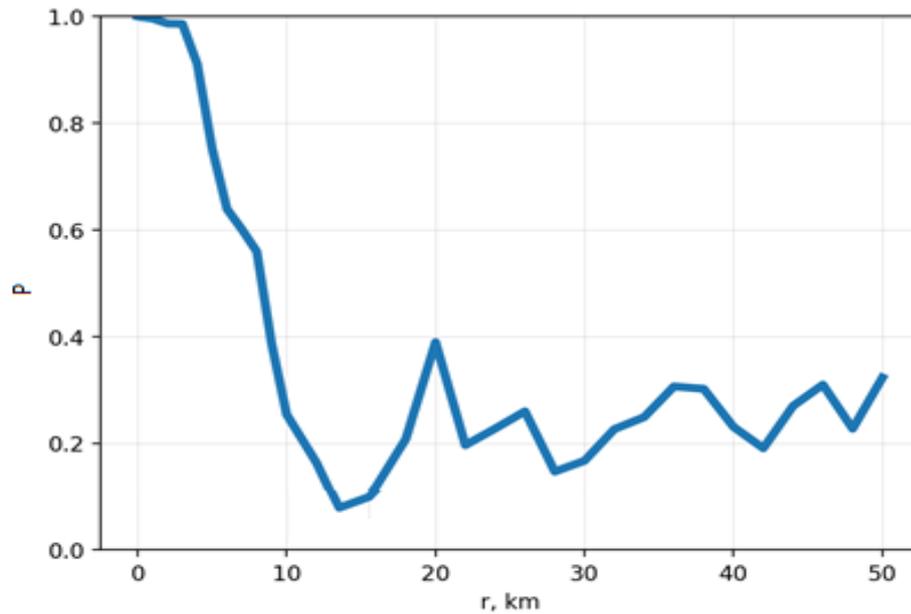


Рис. 4 - Зависимость корреляции между расчетными значениями для огибающих по эффективной дозе, построенных на основе 3-D метеорологических полей и 1-D метеорологических полей

В рекомендациях МАГАТЭ GSG-11 [12] разделяют следующие временные интервалы: этап обеспечения готовности, этап срочного реагирования, этап раннего реагирования, переходный этап и ситуация планируемого или существующего облучения. Применение кодов на каждом из этих этапов существенно отличается в первую очередь постановкой целевого ориентира, во вторую очередь доступностью исходных данных для проведения оценок.

Так на этапе обеспечения готовности рассматриваются возможные последствия от постулируемых аварийных сценариев, рассматриваемых в проекте. Как правило, каждый источник рассматривается отдельно, распространение веществ оценивается при различных метеорологических условиях с последующей статистической обработкой результатов моделирования, характеризующей неопределенность, связанную с метеорологическим фактором [13, 14, 15]. На рисунке 5 показаны роза ветров в месте расположения АЭС, а также расчетная огибающая по прогнозируемой дозе на основе анализа метеоусловий по трехмерной статистике. Видно, что закономерность, показанная на рисунке 4, здесь также проявляется – в ближней зоне (до 10 км) имеет место соответствие розе ветров, по мере удаления проявляются нелинейные эффекты, связанные с наличием водоемов, орографией, неоднородностью территории по типам подстилающей поверхности. Использование полученных таким образом результатов соответствует требованиям норм и правил в области обоснования безопасности [16], а также соответствует международной практике проведения подобных расчетов [17]. Однако следует учитывать, что распределения прогнозируемых значений параметров могут отличаться в зависимости от параметра, к которому они применяются (доза/расстояние/время или другие) [15, 17].

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

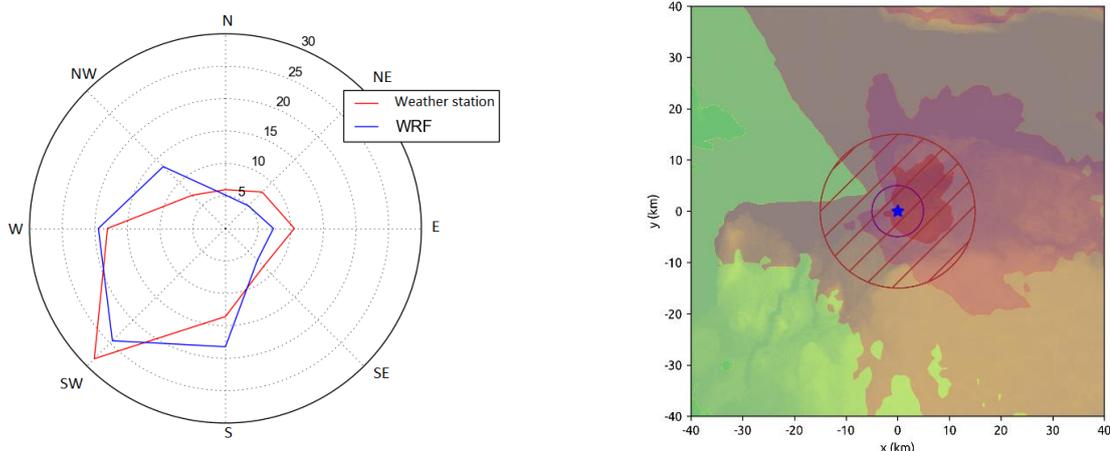


Рис. 5 - Роза ветров и расчетное распределение прогнозируемой эффективной дозы с уровнем обеспеченности 95 %

В задачах оперативного прогноза важной составляющей становится учет неопределенностей источника выброса совместно с другими неопределенностями задачи. Для этого было развито сопряжение кодов СОКРАТ и НОСТРАДАМУС. Было показано, что неопределенность источника, связанная с действиями оператора, носит преобладающий характер над модельными неопределенностями. Однако этот тип неопределенностей носит алеаторный характер, в то время как неопределенность остальных параметров – эпистемическая (при анализе безопасности ситуация противоположная). С учетом этого расчетная схема прогноза последствий аварийных выбросов была преобразована в схему ансамблевого прогноза [18].

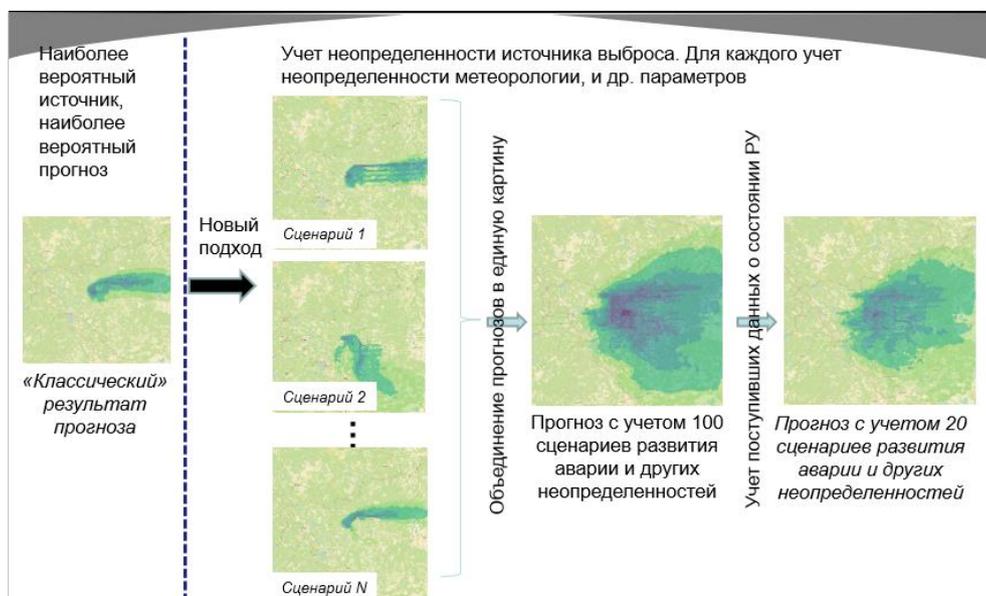


Рис. 6 - Переход от моделирования в режиме оценки наиболее вероятного прогноза к комплексному ансамблевому прогнозу

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

В результате работы разработаны новые версии кодов НОСТРАДАМУС и РОМ (версии 2.1). Развита модель атмосферного переноса, взаимодействия примеси и объектов окружающей среды, оценки доз облучения, модели обеспечены необходимыми для их работы исходными данными. Проработаны технологии учета неопределенностей при моделировании: для задач анализа безопасности – учет неопределенности метеоусловий по многолетней истории метеорологических наблюдений, для задач оперативного прогноза – ансамблевый подход, обобщающий неопределенности источника выброса, неопределенности метеорологического прогноза, а также неопределенности моделей. Выполнена валидация и верификация моделей, лежащих в основе этих кодов на расширенном наборе экспериментальных данных.

ЛИТЕРАТУРА

1. Отчет о верификации и обосновании программного средства «Трехмерный код расчета радиационной обстановки на промышленной площадке АЭС с учетом застройки. Версия 1.1 (РОУЗ)». – М.: ИБРАЭ РАН, 2018. – 319 с.
2. Богатов С.А., Гаврилов С.Л., Глушко А.В., Данилян В.А., Егоркин А.А., Ермолаев А.И., Кабалевский С.А., Каневский М.Ф., Киселев В.П., Кулик А.В., Леонов А.Ф., Серов А.Н., Чернов С.Ю. МАКЕТ ИНФОРМАЦИОННО-ИЗМЕРИТЕЛЬНОГО КАНАЛА АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ РАДИАЦИОННО-ЭКОЛОГИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ. Препринт № ИБРАЭ-98-06. Москва. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. Май 1998. 19 с.
3. Беликов В.В., Головизнин В.М., Катышков Ю.В., Семенов В.Н., Стародубцева Л.П., Сороковикова О.С., Фокин А.Л. НОСТРАДАМУС – компьютерная система прогнозирования радиационной обстановки. Верификация модели атмосферного переноса примеси.// Труды ИБРАЭ, Моделирование Распространения Радионуклидов в окружающей среде. Москва. Наука, 2008. сс. 41-103.
4. Арутюнян Р.В., Бакин Р.И., Долганов К.С., Киселев А.А., Ткаченко А.В., Томашик Д.Ю., Цаун С.В. Реконструкция северо-западного радиоактивного следа при аварии на АЭС «Фукусима-1» (ЯПОНИЯ) с помощью программных комплексов СОКРАТ/ВЗ и ПРОЛОГ. Атомная энергия. – 2014. - № 116. Вып. 3. С. 171-175.
5. Отчет о верификации и обосновании программного средства «Программа для расчета радиационной обстановки в мезомасштабе. Версия 1.1 (РОМ)». – М.: ИБРАЭ РАН, 2017. – 231 с.
6. Kajino, M., Sekiyama, T. T., Mathieu, A., Korsakissok, I., Périllat, R., Quélo, D., Quérel, A., Saunier, O., Adachi, K., Girard, S., Maki, T., Yumimoto, K., Didier, D., Masson, O., & Igarashi, Y. (2018). Lessons learned from atmospheric modeling studies after the Fukushima nuclear accident: Ensemble simulations, data assimilation, elemental process modeling, and inverse modeling. *GEOCHEMICAL JOURNAL*, 52(2), 85–101. <https://doi.org/10.2343/geochemj.2.0503>
7. Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor, EPR-NPP Public Protective Actions-2013, IAEA, Vienna, 2013.
8. Киселев А.А., Сушков В.В. Разработка модели сухого осаждения в коде РОМ и её применение на многолетних метеорологических данных для территорий вокруг 10 АЭС. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2025, вып. 1, с. 131—145.
9. Kiselev, Alexey, Alexander Osadchiy, Anton Shvedov, and Vladimir Semenov. 2023. "Ensemble of Below-Cloud Scavenging Models for Assessing the Uncertainty Characteristics in

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Wet Raindrop Deposition Modeling" Atmosphere 14, no. 2: 398.
<https://doi.org/10.3390/atmos14020398>

10. Киселев, А. А. Развитие кода POM для учёта региональных данных в задачах реалистичного моделирования доз облучения населения при авариях на АЭС / А. А. Киселев, Р. А. Микаилова // Вопросы радиационной безопасности. – 2025. – № 3(119). – С. 3-17. – EDN AGBNAB.
11. Киселев А. А., Шведов А.М., Зайцева А. А., Гармонизация моделей расчета дозы облучения населения кода POM с международными рекомендациями//Атомная энергия. – 2025. – Т. 138. – №. 6. – С. 357-362.
12. Arrangements for the Termination of a Nuclear or Radiological Emergency, General Safety Guide, GSG-11 IAEA, Vienna, 2018.
13. Киселев, А. А. Принципы вариантного моделирования в коде RELTRAN для задач прогнозной оценки доз облучения населения при выполнении планируемых работ по выводу из эксплуатации ОИАЭ / А. А. Киселев // Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2023. – № 4. – С. 54-65. – DOI 10.31857/S0002331023040064. – EDN YLGJVL.
14. Киселев А. А. Сравнительный анализ размеров зон планирования защитных мероприятий для двух гипотетических радиационных аварий // Ядерная и радиационная безопасность. 2023. № 3 (109). С. 36–49. DOI: 10.26277/SECNRS.2023.109.3.001.
15. Киселев А. А., Коняев П. А., Зайцева А. А. Модель оценки времен достижения дозовых критериев облучения населения по международным стандартам в задачах обоснования безопасности АЭС // Ядерная и радиационная безопасность. 2025. № 2 (116). С. 39–56. DOI: 10.26277/SECNRS.2025.116.2.003.
16. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР (НП-006-16): утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору 13.02.2017 № 53.
17. RODOS-based Simulation of Potential Accident Scenarios for Emergency Response Management in the Vicinity of Nuclear Power Plants, 12.09.2016. – URL: <https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de: 0221-2016091214084/3/BfS-SCHR-60-16.pdf> (дата обращения: 30.05.2025).
18. R.I. Bakin , I.M. Gubenko , K.S. Dolganov , R.Y Ignatov , E.A. Ilichev , A.A. Kiselev , S.N. Krasnoperov , P.A. Konyaev , K.G. Rubinshtein & D.Y Tomashchik (2020): Application of ensemble method to predict radiation doses from a radioactive release during hypothetical severe accidents at Russian NPP, Journal of Nuclear Science and Technology, DOI: 10.1080/00223131.2020.1854879

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

**ВЫПОЛНЕНИЕ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ С
ЦЕЛЬЮ РАЗРАБОТКИ НЕЗАВИСИМЫХ МОДЕЛЕЙ ПЕРЕНОСА
РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ПУНКТАХ ЗАХОРОНЕНИЯ
РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

Д. Д. Муслимов, Д. Ю. Баранов, Д. В. Мурлис, П. М. Верещагин, А. В.

Понизов

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия

эл. почта: muslimov@secnrs.ru

В настоящее время в Федеральном бюджетном учреждении «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (ФБУ «НТЦ ЯРБ») реализуется деятельность по проведению расчетно-экспериментальных исследований с целью выполнения независимых оценок обоснований долговременной безопасности пунктов хранения радиоактивных отходов (РАО), таких как пункты размещения особых РАО (ПРОРАО), пункты консервации особых РАО (ПКОРАО) и пункты захоронения РАО (ПЗРО).

На всех этапах жизненного цикла ПРОРАО, ПКОРАО и ПЗРО требуется выполнение оценки долговременной безопасности, основанной на прогнозных расчетах миграции радионуклидов в инженерных и естественных барьерах безопасности.

Ранее прогнозные расчеты проводились в ФБУ «НТЦ ЯРБ» с помощью аналитических решений уравнения конвективной диффузии, а также с использованием метода камерного моделирования. Опыт использования метода камерного моделирования нашел отражение в рекомендациях РБ-117-16 [1]. Принципиальным недостатком камерного моделирования является неучет специфики размещения ПЗРО. В частности, в методе камерного моделирования проблематично учесть: сложный состав системы инженерных барьеров безопасности; рельеф местности; природные факторы, такие как подтопление площадки размещения ПРОРАО, ПКОРАО и ПЗРО; наличие геологических неоднородностей, таких как тектонические нарушения; региональные гидрогеологические условия. Такое моделирование часто является излишне консервативным.

На текущий момент идеология моделирования базируется на переходе от консервативного подхода к реалистичному что отражено в нормативных документах (РБ-003-21) [2]. С развитием современных программ для ЭВМ, реализующих методы конечных объемов и конечных разностей, появилась возможность проводить прогнозные расчеты, учитывая особенности инженерной части ПЗРО и геологической среды. Применение реалистичного подхода при обосновании безопасности ПЗРО в настоящее время диктуется потребностью отрасли и проблемами обеспечения их долговременной безопасности. Реалистичный подход рекомендуется применять для получения приближенных к реальному поведению системы размещения (захоронения) РАО результатов, в том числе в целях анализа функционирования системы размещения (захоронения) РАО, оптимизации проектных, технологических и организационных решений ПЗРО и отдельных элементов системы размещения (захоронения) РАО, уточнения границ санитарно-защитных зон и зон наблюдения, при разработке системы радиационного контроля и мониторинга системы размещения (захоронения) РАО, разработке критериев приемлемости РАО для захоронения, а также при разработке

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

мероприятий по защите населения в случае аварии на ПЗРО и ликвидации последствий аварий.

В настоящее время в ФБУ «НТЦ ЯРБ» разработка независимых моделей ПРОРАО, ПКОРАО и ПЗРО осуществляется с использованием отечественной программы для ЭВМ «GeRa/V2», которая прошла экспертизу (аттестацию) в установленном порядке.

Можно отметить следующие достоинства программы для ЭВМ GeRa/V2:

– возможность создания инженерных барьеров безопасности, с помощью инструментов программы для ЭВМ «GeRa/V2» уровни/подуровни и выделения расчетных областей в соответствии с проектной документацией, моделируются бетонные стены хранилища, его основание и покрывающий экран;

– наличие возможности задания геофильтрационных и геомиграционных параметров расписанием, что позволяет моделировать сценарий деградации инженерных барьеров безопасности с течением времени.

В ходе работ, выполняемых с 2022 года, была построена расчетная модель эксплуатируемого ППЗРО «Новоуральский», сооружаемых и планируемых к вводу в эксплуатацию ППЗРО «Озерский», «Северский», а также ведется работа по построению модели ПРОРАО Кирово-Чепецкого отделения Приволжского филиала ФГУП «РАДОН».

Расчетные модели учитывают основные геологические особенности территорий моделирования, ландшафтные особенности, влияющие на поступление инфильтрационного питания, поверхностные водоемы, охватывают потенциальные зоны разгрузки подземных вод и учитывают деградацию инженерных барьеров безопасности.

Результатами расчетов, выполненных на моделях, являются прогнозные ореолы распространения радионуклидов в геологической среде, на различные промежутки времени. Итоговым этапом разработки расчетных моделей является проведение оценки годовой эффективной дозы облучения населения. С помощью модуля Escrad-Aqua, встроенного в программу для ЭВМ «GeRa/V2» получены оценки дозовой нагрузки критической группы населения с учетом основных сценариев облучения (внешнее облучение при купании в воде, рыболовстве, внутреннее от потребления продуктов питания, водопотребления).

Результаты проведенного моделирования используются при оценке и анализе обоснования долговременной безопасности. Например, по результатам расчетов для ППЗРО «Северский», были сформулированы рекомендации по уменьшению количества тритий содержащих РАО.

Помимо разработки моделей ФБУ «НТЦ ЯРБ» проводится ряд исследований направленных на изучение свойств матриц радиоактивных отходов и определение физико-химических характеристик барьерных материалов, которые используются в независимых расчетных моделях ПЗРО. Одной из таких характеристик является коэффициент распределения (Kd). Например, значения коэффициента распределения, полученные экспериментальным путем, использованы в независимых моделях миграции радионуклидов в системе инженерных барьеров безопасности ПЗРО. С целью подтверждения корректности результатов, выполненных экспериментов, проводится сопоставление данных, полученных экспериментально, с данными, полученными с помощью расчетных моделей.

Так, например, разработана модель оценки влияния геохимических условий на сорбцию урана условного ППЗРО с использованием программы для ЭВМ PHREEQC. Проведено сравнение влияния различных материалов ИББ и состава подземных вод на сорбцию радионуклидов. Согласно расчетным и экспериментальным данным

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

установлено, что в подземных водах с преобладанием карбонатов зафиксированы низкие значения коэффициента распределения на бентоните $K_d(U) < 5$ мл/г. Снижение сорбции обусловлено образованием устойчивых уранил-карбонатных комплексных соединений. В подземных водах с преобладанием сульфатов установлено более высокое значение $K_d > 110$ мл/г, так как преобладающей формой урана являются комплексные соединения уранил-иона. При сравнении эволюции сорбционных свойств материалов ИББ выявлено, что спустя 300 лет содержание урана в фильтрате глинистой смеси на 8 порядков ниже, чем в растворе после взаимодействия с материалом бетона.

Кроме того, в рамках создания независимых расчетных моделей, усовершенствована модель миграции урана в поровом растворе материалов ИББ посредством учета сорбционного и сорбционно-осадительного процессов. Выявлено, что осаждение уран-содержащих минералов способствует снижению скорости миграции урана на 3 порядка в поровом растворе материала ИББ на основе бетона и на 30 % в поровом растворе материала ИББ на основе бентонита.

Создана модель влияния щелочного фильтрата бетонных конструкций ППЗРО «Новоуральский» на подстилающие породы (габбро-диориты). Выявлено, что при контакте с подстилающими породами рН подземных вод будет резко снижаться с 10,8 до 8,6. При изменении геохимических условий происходит образование новых минеральных фаз: брусита и мусковита. Воздействие щелочного фильтрата на вмещающие горные породы приводит к растворению основных породообразующих минералов, поэтому прогнозируется увеличение содержания кремния, кальция и железа в подземных водах.

Проведение расчетно-экспериментальных исследований является частью комплексного подхода, в рамках которого выполняется анализ и оценка обоснований безопасности (экспертиза безопасности), результатов экспериментальных и расчетных исследований, предоставленных эксплуатирующей организацией, а также разработка нормативных документов в области обеспечения безопасности при захоронении радиоактивных отходов.

Независимые модели отвечают следующим принципам:

- по объему и наполнению соответствуют требованиям федеральных норм и правил, рекомендациям руководств по безопасности;
- используют верифицированные исходные данные и по возможности реалистичны, отражают основные особенности системы захоронения РАО и природной среды;
- разработаны в программе для ЭВМ, аттестованной в установленном порядке.

Результаты экспериментальных и расчетных работ, проводимых в ФБУ «НТЦ ЯРБ», направлены на повышения качества обоснований безопасности ПРОРАО, ПКОРАО, ПЗРО и создают основу для дальнейшего совершенствования нормативной базы в области обеспечения безопасности при захоронении радиоактивных отходов.

ЛИТЕРАТУРА

1. РБ-117-16. Оценка долговременной безопасности пунктов приповерхностного захоронения радиоактивных отходов.
2. РБ-003-21. Оценка долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения радиоактивных отходов.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

ОСОБЕННОСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ МИГРАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ В БЛИЖНЕЙ ЗОНЕ ОБЪЕКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ

М. Ю. Ширнин, Г. Д. Неуважаев, Д. В. Ануприенко
*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук, Москва
эл. почта: shirnin@ibrae.ac.ru*

При оценке безопасности пунктов хранения и захоронения радиоактивных отходов широко используются методы численного моделирования процессов фильтрации и переноса загрязнений в подземных водах. В связи с разными пространственными и временными масштабами процессов, прогнозные миграционные расчеты обычно проводятся отдельно для ближней зоны захоронения (БЗ) и дальней зоны захоронения (ДЗ).

Схематизация моделей БЗ - сложная задача, требующая учета геолого-гидрогеологических условий расположения объекта, его геометрических характеристик и свойств буферных материалов. При разработке моделей БЗ особое внимание нужно уделять процессам переноса в системах инженерных барьеров безопасности (ИББ). В связи с тем, что материалы ИББ могут претерпевать существенные изменения в процессе эволюции ПЗРО, такие модели должны учитывать изменение параметров сред во времени.

В частности, необходим учет меняющихся во времени коэффициентов фильтрации, коэффициентов распределения радионуклидов вследствие деградации бетонных конструкций, химической трансформации материалов, растрескивания и иных процессов, особенностей.

Наиболее распространенным способом моделирования БЗ является камерное моделирование. Для этого чаще всего используются следующие расчетные комплексы (РК): Amber (Великобритания), GoldSim (США) и Ecolego (Швеция). Модель представляет собой набор камер, каждая из которых имеет свои свойства и отвечает за свой барьер безопасности (либо часть барьера), такой подход является разумным упрощением для определенного класса задач.

Для реализации моделей БЗ в ИБРАЭ РАН широко используется программный комплекс GeRa, аттестованный Ростехнадзором для использования при обосновании безопасности ОИАЭ (объекты использования атомной энергии) [1, 2].

В свою очередь GeRa, используя трехмерные модели фильтрации и переноса, позволяет решать эти задачи конкретизируя сложную геометрию и физику.

В зависимости от решаемых задач, расчетные модели БЗ могут схематизироваться как в виде квазиодномерных вертикальных колонок, так и в виде квазидвумерных профильных задач. В некоторых случаях возможно даже создание интегрированных в ДЗ моделей.

Для площадных приповерхностных объектов, конструкции которых и прилегающие геологические среды можно схематично представить в виде слоистого прямоугольного параллелепипеда, применим вариант выреза «колонок», имеющей в плане площадь 1 м^2 (рис. 1).

Это позволяет отойти от вычислительно затратных расчетов трехмерных моделей. В колонке дискретизация проводится только по вертикали, а на боковых границах как для задач фильтрации, так и для задач массопереноса устанавливаются граничные условия с

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

нулевым потоком. В силу такой постановки задачи численный расчет с использованием трехмерного кода математически эквивалентен расчетам с использованием одномерной модели.



Рис.1- Схематичное представление БЗ в виде квазиодномерной модели

При проведении расчетов и обработке результатов необходимо помнить о нормировании активности в модели БЗ на площадь условного объекта для последующих расчетов в ДЗ.

При моделировании сложных инженерных конструкций, например ПХРО или ППЗРО, требующих учета геометрических особенностей контейнеров, материалов ИББ, дренажных слоев, вмещающих пород и иных материалов, расчетное моделирование можно выполнить в квазидвумерной (профильной) постановке (рис.2). Особенно если продольный размер конструкции условного ПХРО, ППЗРО или иного объекта существенно преобладает над поперечным.

Такая модель является более детализированной, охватывает как вертикальные, так и горизонтальные пути переноса загрязнения. Одновременно с этим она требует создания более детализированной расчетной сетки (рис. 3), что увеличивает вычислительное время.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

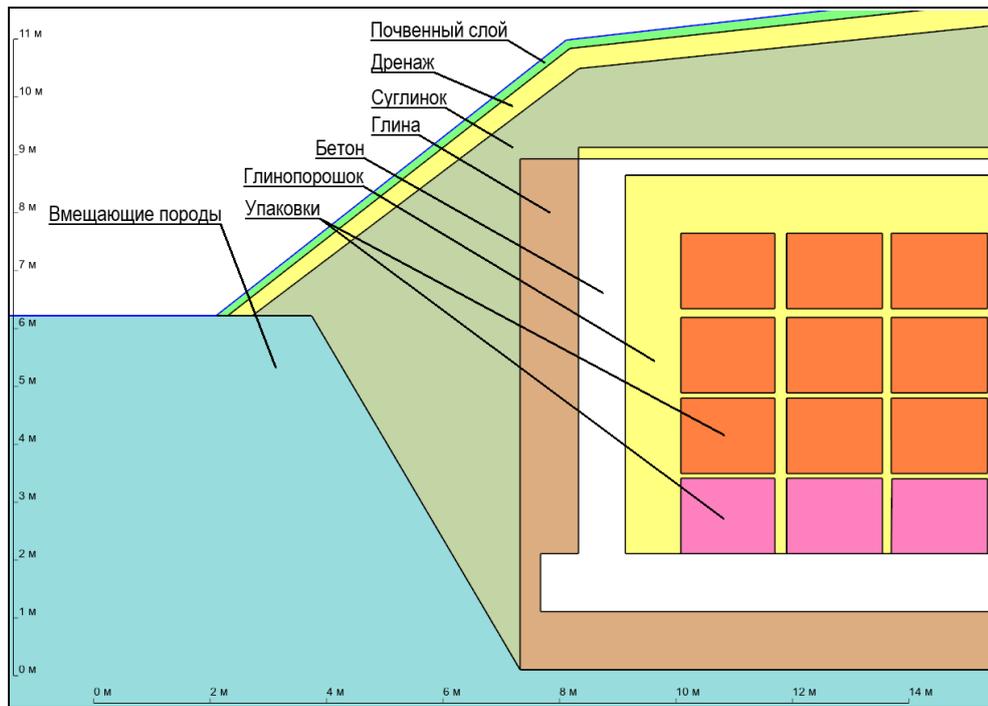


Рис.2 - Схематическое представление БЗ в виде профильной модели условного ПХРО

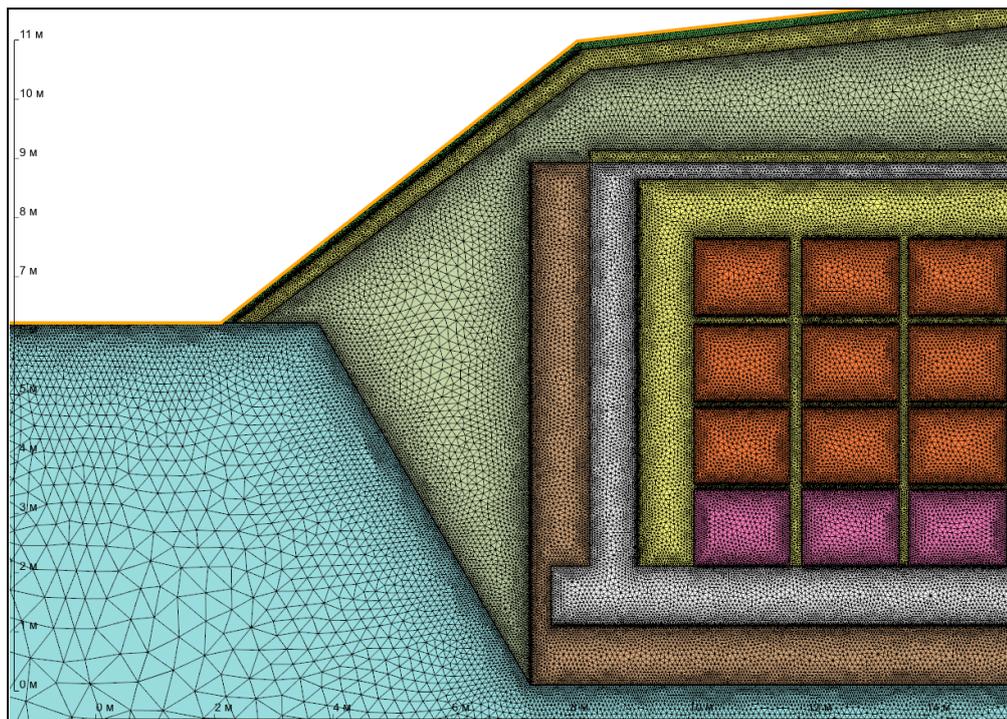


Рис.3 - Расчетная сетка для профильной модели БЗ условного ПХРО

Дополнительно нужно отметить, что в случае рассмотрения приповерхностных пунктов хранения или захоронения необходимо моделирование влагопереноса ненасыщенной зоне, также известной как зона аэрации. Это часть геологической среды, расположенная выше уровня грунтовых вод, где поровое пространство заполнено воздухом и капиллярной водой. Моделирование этой зоны важно, поскольку уровень

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

грунтовых вод обычно залегает ниже подошвы инженерных сооружений, и именно через зону аэрации происходит первоначальная миграция загрязнений.

Это является серьезным вызовом для расчетных кодов в связи с сильной нелинейностью функций основной гидрофизической характеристики и относительной проницаемости. В GeRa предложен ряд численных методов, позволяющих улучшить сходимость процесса решения возникающих нелинейных задач.

Итоговыми результатами моделирования в БЗ, как правило, являются вычисленные потоки загрязняющих веществ, мигрирующие за пределы ИББ (рис. 4). В дальнейшем они являются основой при прогнозных расчетах в моделях ДЗ.

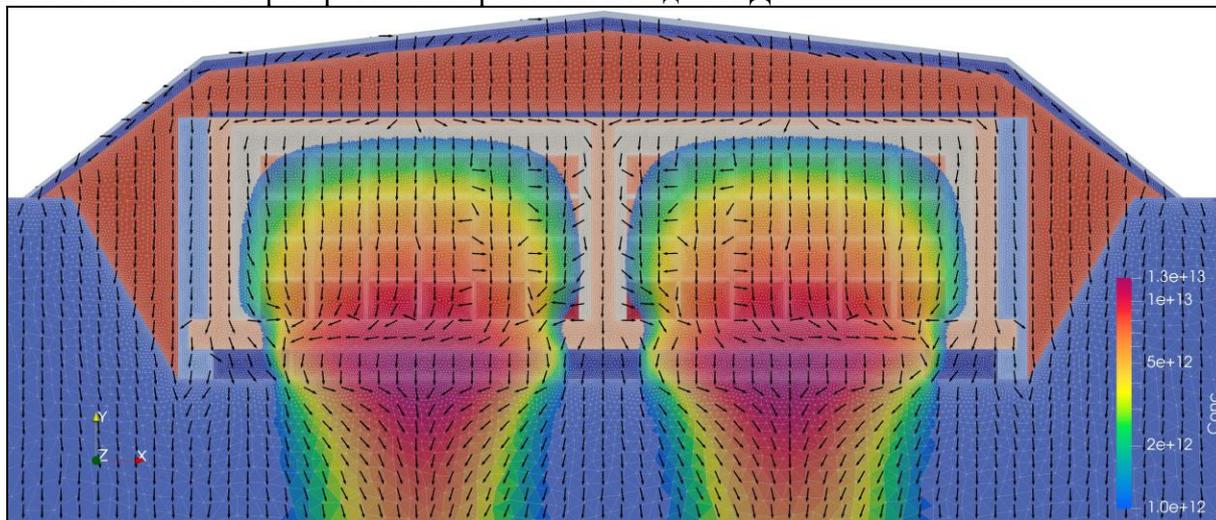


Рис. 4 - Выход нейтрального трассера за пределы ИББ в модели БЗ условного ПХРО

Сопряжение двух моделей производится по УГВ, который служит выходной функцией источника на региональной модели ДЗ.

Несмотря на разность масштабов процессов, протекающих в БЗ и ДЗ есть примеры реализации совместной геомиграционной модели БЗ и ДЗ, когда БЗ интегрирована в общую модель. Например, для условного захоронения в скважине, когда в ней задается набор материалов с геометрией и свойствами, соответствующими схематизации конструктивных решений непосредственно в модели ДЗ. Однако из-за сложности практической реализации этот подход не применим на крупных региональных моделях.

Корректное моделирование миграции радионуклидов в ближней зоне объектов захоронения РАО требует учета широкого спектра физико-химических процессов, включая влагоперенос в зоне аэрации, сорбцию и деградацию материалов инженерных барьеров на всем периоде прогнозирования. Особое значение имеют такие процессы, как капиллярное поднятие, испарение и инфильтрация, решение которых связано со значительными вычислительными трудностями и их сильной нелинейности. Следует подчеркнуть, что хотя долгосрочный прогноз на тысячи лет может оказаться нечувствительным к ряду краткосрочных эффектов, их учет становится важным для периода активного административного контроля (до 300 лет), поскольку именно эти процессы определяют формирование миграционной обстановки в ближнем поле в течение наиболее ответственного этапа существования объекта.

Для решения этих задач применяется расчетный комплекс GeRa, обеспечивающий построение моделей БЗ различной степени детализации – от одномерных "колонок" до двумерных профильных моделей, адекватно описывающих геометрию сооружений и

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

неоднородность свойств сред. Ключевым результатом моделирования БЗ являются расчетные потоки радионуклидов на границе инженерных барьеров, которые в дальнейшем используются в качестве источников загрязнения при прогнозном моделировании в дальней зоне. Наиболее эффективной и практикуемой методикой является последовательное сопряжение моделей БЗ и ДЗ, в то время как подходы с полной интеграцией, несмотря на свою теоретическую строгость, остаются ограниченно применимыми для крупномасштабных региональных моделей и их чрезвычайной вычислительной сложности. Таким образом, предлагаемый методический подход формирует замкнутую расчетную схему, позволяющую получать обоснованные прогнозы радиационной безопасности как на этапе административного контроля, так и на отдаленную перспективу.

ЛИТЕРАТУРА

1. Аттестационный паспорт программного средства, «Программа для трехмерного геофильтрационного и геомиграционного моделирования» (GeRa/V2). Регистрационный номер 534 от 13 ноября 2021 года. Ростехнадзор.
2. Капырин И.В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ. // Радиоактивные отходы, 2022, №2 (19), с.105-115.
3. Сускин В. В., Капырин И. В., Болдырев К. А. Подходы к геомиграционному моделированию при оценке безопасности пункта захоронения РАО в расчетном комплексе GeRa // Радиоактивные отходы. 2023. № 3 (24). С. 117—125. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-3-117-125.
4. Анисимов Н. А., Куваев А. А., Сизоненко Е. В. Численное моделирование миграции нуклидов в конструкциях и ближней зоне приповерхностного пункта захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. 2023. № 4 (25). С. 89—100. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-4-89-100.
5. М.Ю. Ширнин, Г.Д. Неуважаев, Ф.В. Григорьев, В.Ю. Коновалов // Проведение рамочных геомиграционных расчетов долговременной радиационной и экологической безопасности на примере ПЗРО скважинного типа // Труды Всероссийской научной конференции с международным участием «Современная гидрогеология: актуальные вопросы науки, практики и образования». М.: МГУ, 2023. — 619 с.

К ВОПРОСУ О СОЗДАНИИ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО В ГАЛИТАХ

О. О. Корчагина, Л. В. Матвеев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: ok@ibrae.ac.ru

Известно, что залежи галитов (каменной соли) рассматриваются в качестве возможных мест глубинного захоронения высокоактивных отходов [1, 2]. Несмотря на это, проблема оценки объемов рассола, которые могут поступать в полость с РАО, окончательно не решена. В частности, как указано в [2], при оценках потоков рассола не учитывалась микроструктура соляных формаций, а именно, что природные галиты являются поликристаллами, и что, наряду с изолированными жидкими включениями

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

внутри отдельных зерен, галиты могут содержать связанные системы включений, образующие каналы, расположенные на границах зерен. Эти каналы при отсутствии внешнего возмущения предположительно находятся вблизи порога перколяции, чем и обусловлена их устойчивость. При возникновении градиента температуры, вызванного остаточным тепловыделением РАО, жидкие включения со временем начнут выходить на поверхность зерен, что приведет к превышению порога перколяции и потери устойчивости каналов. Такой сценарий опасен, во-первых, тем, что вся жидкость, содержащаяся в каналах в поле действия эффективного градиента температуры, может стечь непосредственно к источнику тепловыделения, а, во-вторых, низкая проницаемость галита вблизи источника тепла будет существенно нарушена, что может привести к попаданию радионуклидов из хранилища в окружающую среду.

Задача исследования заключается в том, чтобы оценить приток рассола в полость с РАО без учета и с учетом микроструктуры галита, и для последнего случая оценить радиус вблизи хранилища, на котором свойства галита меняются, в частности увеличивается влагонепроницаемость.

Для оценок будут рассматриваться полости с РАО (в оболочке) сферической и цилиндрической формы радиуса R с плотностью мощности источника тепловыделения $q(t)$ [3]. Для определения распределения температуры, создаваемой тепловыделяющими РАО, находящимися в сферической и цилиндрической полости, решалось стационарное уравнение теплопроводности. Таким образом, РАО создают следующий градиент

температуры в галите: $\nabla T_s = -\frac{q_0 R_s}{3\kappa_2} \left(\frac{R_s}{r}\right)^2$ $\nabla T_c = -\frac{q_0 R_c}{2\kappa_2} \frac{R_c}{r}$, где s – индекс, обозначающий

расчет для сферической полости, c – для цилиндрической, κ_2 – коэффициент теплопроводности в галите. Если принять температуру поверхности оболочки $T(R) = 723 \text{ K}$, плотность мощности источника тепловыделения $q(t=0) = 2 \text{ кВт/м}^3$, $T_\infty = 300 \text{ K}$, для цилиндрической полости $\ln\left(\frac{H}{R}\right) \approx 3$, где H – высота цилиндра, получаем оценку для радиуса полости $R_s \approx 2 \text{ м}$ $R_c \approx 1 \text{ м}$.

Включения при наличии затухающего во времени градиента температуры ∇T вокруг хранилища с РАО движутся по направлению к полости вдоль радиуса со скоростью $\frac{dr}{dt} = V(r(t), t)$, где $V \approx \frac{C_l}{C_s} \frac{D}{1 + \frac{D}{kL}} \left[\left(\frac{dC_e}{C_l dT} - \sigma \right) \nabla T_i + \frac{\Delta C}{C_l L} \right]$ [4], важно отметить,

что ∇T_i – градиент внутри жидкого включения отличается от внешнего градиента [5].

Для оценки объема рассола, стекающего в полость с РАО, нужно определить максимально удаленные включения, дающие вклад в приток рассола. Проводились оценки для двух случаев: без учета и с учетом микроструктуры. Для расчет без учета микроструктуры галитов полагалось, что максимально удаленные включения должны дойти до границы полости с РАО: $r(t=0) = R_0$, $r(t_f) = R_{s,c}$. В расчетах с учетом микроструктуры – включения должны дойти до ближайшей границы зерна: $r(t=0) = R_0$, $r(t_f) = R_0 - l$, где $l \approx 1 \text{ см}$ – размер зерна. Фактически задачей в обоих случаях является определить начальное условие R_0 . Задача решалась явным методом Рунге-Кутты 4

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

порядка. После нахождения R_0 считался объем сферического (или, соответственно, цилиндрического) кольца, заключенного между радиусом хранилища и R_0 , который далее умножался на объемную долю рассола в галитах [2]. Таким образом, получалась искомая оценка. Расчеты показывают, что при учете микроструктуры объем входящего в полость с РАО рассола может возрасти в $4 \div 5$ раз. Полученный результат подтверждает важность учета микроструктуры при дальнейших исследованиях.

Как было отмечено выше, кроме притока рассола в полость с РАО движение включений с рассолом приводит к еще одному эффекту: выход включений на границы зерен увеличит долю поверхности этих границ, занятую каналами, и, следовательно, приведет к увеличению проницаемости галитов.

Для учета эффекта нужно оценить расстояние от центра хранилища R_0' , начиная с которого по направлению к хранилищу влагонепроницаемость в галите будет увеличиваться, это расстояние отличается от R_0 . Оценка R_0' делается из следующих соображений. Изначально низкая проницаемость галитов связана с тем, что система каналов на границах зерен находится вблизи порога перколяции. В соответствии с теорией перколяции доля поверхности границ зерен, занятая каналами, в этом случае составляет приблизительно половину площади границ. Будем считать, что для заметного увеличения проницаемости данной системы каналов необходимо, чтобы доля поверхности занятая вновь вышедшими на границу включениями была того же порядка. Из этих соображений и из предположения о равномерном распределении включений по объему зерна можно оценить размер области вблизи границ зерен, выход включений на границы из которых обеспечит выполнение данного условия (вышедшие из них на границы включения займут порядка половины площади границ). Оценка данного размера дает $l' \approx 0,015l \div 0,15l$, и для максимальной начальной удаленности включений, которые успеют за время действия остаточного тепловыделения преодолеть расстояние l' , получаем $R_0' \approx 2,2 \cdot R_s \approx 4,4$ м для сферического хранилища и $R_0' \approx 4 \cdot R_c \approx 4$ м для цилиндрического от центра хранилища. Данные величины дают оценку областей вокруг хранилища, внутри которых можно ожидать нарушения изолирующих свойств галитов.

ЛИТЕРАТУРА

1. А.С. Никифоров, А.С. Поляков, В.А. Кашеев и др. Миграция включений рассола в соляной среде хранилища радиоактивных отходов. Обзор. М.: ЦНИИ-атоминформ. 1987. 55 с.
2. В.Г. Савоненков, С.И. Шабалев, Геохимические исследования подземных ядерных взрывов в каменной соли как аналогов захоронения РАО в соляных формациях. СПб. Издательский дом «Инфо Ол», 2014, 270 с.
3. С.А. Богатов, П.А. Блохин, С.С. Уткин, Усредненные оценки удельной активности и тепловыделения остеклованных высокоактивных отходов, накопленных на ФГУП «ПО «МАЯК».
4. Thomas H. Pigford, Migration of brine inclusions in salt. Nuclear Technology, V. 56. № 1. P. 93-101, 1982;
5. О.О. Корчагина, Распределение температуры внутри жидкого включения в поле внешнего градиента температуры, Известия Российской Академии Наук. Энергетика 2024, № 1, С. 42-46

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов



**СЕКЦИЯ 3.
БЕЗОПАСНОСТЬ НА
ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЯХ
ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА: ВЫВОД ИЗ
ЭКСПЛУАТАЦИИ И ОБРАЩЕНИЕ С
ОЯТ И РАО**

ТЕХНОЛОГИИ СБАЛАНСИРОВАННОГО ЯТЦ И ИХ ВКЛАД В ДОЛГОСРОЧНУЮ БЕЗОПАСНОСТЬ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ И РАО В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

И. В. Гусаков-Станюкович¹

¹АО «Техснабэкспорт», Москва, Россия

эл. почта: Gusakov-Stan.I.V@tenex.ru

1. Введение

Компания АО «Техснабэкспорт» уже более 60 лет успешно работает на рынке услуг ядерного топливного цикла и прежде всего для реакторов зарубежного дизайна. Данный рынок – высококонкурентный, на котором опережающее технологическое развитие является залогом удержания и завоевания новых клиентов и рынков. В 2015 году АО «Техснабэкспорт» в системе Госкорпорации «Росатом» было определено интегратором международных продаж референтных товаров, работ и услуг в области бэк-энд. Специалисты компании выступили инициаторами развития нескольких продуктовых направлений в этой сфере, которые в 2019 году были объединены под коммерческим брендом «Сбалансированный ЯТЦ».

Основной предпосылкой к работе над «Сбалансированным ЯТЦ» стал дуализм отработавшего ядерного топлива как наиболее опасного продукта генерации электрической энергии на атомных электростанциях с одной стороны, и как потенциальный источник регенерированных ядерных материалов, с другой стороны. При этом, если регенерированный уран в текущих условиях является скорее вспомогательным источником сырья для коммерческих АЭС, то плутоний и его промышленная доступность – это ключевое условие развитие реакторов на быстрых нейтронах.

По оценкам АО «Техснабэкспорт» кратный рост бизнеса в ЯТЦ потенциально возможен только за счет сегмента обращения с ОЯТ коммерческих АЭС, в котором сконцентрирован отложенный спрос, уже монетизированный в форме отчислений эксплуатирующих АЭС организаций в национальные фонды.

Следует учитывать, что в конкурентной среде заказчики предельно прагматичны и формируют конкретные требования к результатам работ (услуг). В части обращения с ОЯТ, с небольшими вариациями, эти требования сводятся к следующим тезисам:

- в результате развития технологий обращения с ОЯТ затраты на Back End не должны возрасти (по крайней мере сейчас);
- технологии и оборудование должны быть референтны, а «отложенные» решения минимизированы и обоснованы;
- предлагаемые решения должны получить признания международных организаций и, прежде всего, МАГАТЭ;
- рецикл ЯМ, включая дожигание минорных актинидов, должен снижать затраты в ЯТЦ, а не увеличивать их;
- технологии и инфраструктура обращения с ОЯТ должны быть равнодоступны и содержать альтернативы, так как возможность выбора – страховка от монополизма и гарантия лучшей цены.

Таким образом заказчики формируют «треугольник желаний», в котором технологии, безопасность и затраты должны быть **сбалансированы**.

Для балансировки ожиданий заказчиков и возможностей поставщика, к дискуссии предлагаются следующие тезисы:

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

- сейчас и, как минимум, до середины 21-го века, основной объем ОЯТ коммерческих АЭС будет находится на хранении;
- спрос на длительное хранение ОЯТ уже привел к появлению рынка систем хранения – надежных, безопасных и экономически востребованных, которые сейчас воспринимаются операторами коммерческих АЭС как «эталон» в соотношении безопасность/экономичность;
- «бесшовный» переход от хранения ОЯТ к его переработке с последующим, в целях снижения остаточного тепловыделения, хранением ВАО (на пример в виде «короткоживущей» фракции - КФ ВАО), а далее захоронением должен и может обеспечиваться контейнерными решениями, как наиболее гибкой в отношении капитальных затрат и передовой, с точки зрения безопасности и технологичности, технологией хранения ОЯТ/ВАО;
- приоритетная переработка ОЯТ, характеристики которого дадут максимальный эффект от вовлечения регенерированных ядерных материалов в ЯТЦ, является разумной и понятной клиенту стратегией;
- неизбежно часть ОЯТ в мире будет захоронена, возможно значительная часть ОЯТ будет переработана.

В концепции «Сбалансированного ЯТЦ», разработка контейнерных технологий ведется в логике, которая позволила бы обеспечить с наименьшими затратами переход от хранения к переработке ОЯТ и последующему хранению и захоронению РАО с высоким остаточным тепловыделением. Универсальность основного элемента контейнера - корпуса позволяет рассматривает его как элемент невозвратной упаковки в целях захоронения, что обеспечивает сокращение затрат и оптимизирует экономику, а также повышает безопасность за счет сокращения технологических операций и рисков с ними связанных.

С принятием тезиса о неизбежности хранения части ОЯТ в течении ближайших десятилетий, разумно определить очередность переработки различных типов ОЯТ, в том числе в долгосрочной перспективе. Так на пример, в 18-и месячном цикле ректоров ВВЭР, часть ТВС проходит две микрокомпании, а часть три микро кампании. Соответственно, если среднее выгорание составляет 49 гВт *сут/т, то для 1-й группе ~ 41-45 гВт *сут/т, а во 2-й группе ~ 53-58 гВт *сут/т, что достаточно критично для последующего рецикла ЯМ. Разделение потока ОЯТ ВВЭР-1200 на направляемое на хранение и переработку в условиях ограниченных мощностей переработки и потребления плутония - пример возможной оптимизации процессов переработки ОЯТ в среднесрочной перспективе, которые можно рассматривать и для других типов ЯТ.

Следует признать тезис о неизбежности захоронения, как минимум части ОЯТ. А вот крупномасштабная переработка ОЯТ на коммерческом рынке еще должна будет доказать свою необходимость и эффективность в «треугольнике желаний», о котором говорилось выше.

Масштабность объемов переработки ОЯТ коммерческих АЭС будет напрямую зависеть от технологий, минимизирующих воздействие РАО от переработки на окружающую среду, а также от спроса на плутоний, как основного элемента, обуславливающего радио токсичность ОЯТ, но в то же время содержащего наибольший энергетический потенциал. Задержка в технологическом развитии ректоров на быстрых нейтронах может сдвинуть масштабную переработку ОЯТ на более далекие перспективы.

2. Технологии Сбалансированного ЯТЦ.

«Сбалансированный ЯТЦ» разработан специалистами ГК «Росатом», АО «Техснабэкспорт» и АО «ТВЭЛ» как экспортно ориентированное продуктивное направление, в рамках которого для успешной конкуренции на внешнем рынке разрабатываются технологии, позволяющие придать новые потребительские качества

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

«традиционным» продуктам: фракционирование РАО от переработки ОЯТ с выделением «короткоживущей» фракции, разработка контейнерной упаковки повышенной вместимости, которая может реновироваться в невозвратную упаковку для хранения, транспортировки и захоронения РАО (3-х целевая упаковка), технологии среднеглубинного захоронения как КФ ВАО от переработки ОЯТ, так и РАО от эксплуатации и вывода из эксплуатации, для которых не применима технология приповерхностного захоронения, с перспективой создание комплексного ПЗРО для захоронения всех типов РАО на одной площадке, потенциально позволяющей решить вопросы захоронения всех РАО «малым» странам (при условии переработки ОЯТ в РФ).

Обращение с ОЯТ зарубежных заказчиков включает в себя очевидные переделы: транспортировка и переработка ОЯТ, упаковка продуктов переработки, их хранение и захоронение, повторное использование/рецикл ЯМ.

На практике, каждый из этих переделов потребовал разработки новых технологических решений и переосмысления концепций обеспечения безопасности.

Все это направлено на создание продукта, потребительская ценность которого удовлетворяла бы запросам заказчика.

2.1. Контейнерные технологии

Повышение конкурентоспособности российского предложения потребовало кратного роста вместимости упаковок, что соответственно позволяет сократить как транспортные издержки, так и количество упаковок в системе обращения (рис. 1). Для этого потребовалось как разработка новых контейнеров, так и организация их совместного использования. Транспортные контейнера семейства ТУК-137Т, становятся элементом системы длительного хранения на базе универсального контейнера повышенной вместимости (УКХ ПВ).

Технические критерии конкурентоспособности решения	Текущие возможности:		Требования СВЯТЦ		Отв. исполнители
	ТУК-13	ТУК-137Т.Е (Р)			
• Транспортно-перезагрузочный ТУК (ПТ-ТУК)	Вместимость по ОТВС	12 ОТВС ВВЗР-1000	18 ОТВС ВВЗР-1200/1300	> 1,5 раза	Инициативная разработка: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» Производство: Предприятия ЯОК
	Тепловая мощность на упаковку/ОТВС	< 20 кВт / 1,65 кВт	≥ 30 кВт / до 2кВт		
• Демонстрационная упаковка ВАО КФ в УКХ повышенной вместимости (УКХ ПВ)		ТУК-140	ТУК-109Т	УКХ ПВ	Заказчик: АО «Техснабэкспорт» Разработчик: АО «ОКЕМ Африкантов» Производство: Предприятия АЗМ
	Вместимость по ВАО	Σ 1,8 м ³	Σ 1,8 м ³	Σ 5,4 - 6,3 м ³	
	Масса загруженной упаковки	~ 105 т	~ 108 т	~ 160 т	> 1,5 раза

Необходимость снижения затрат транспортно-логистических операций и сокращения количества упаковок на этапе технологической выдержки (для снижения остаточного тепловыделения и среднеглубинного захоронения) требует значительного повышения вместимости ТУКУКХ.

Рис. 1 - Контейнерные технологии и направление их развития

На рис.2 продемонстрированы возможности УКХ ПВ в «бесшовном» переходе от хранения ОЯТ к хранению ВАО. Это обеспечивается реновацией контейнера, с заменой выемной части (чехла), демонтажем нейтронной защиты и навесного оребрения, необходимого для хранения ОТВС, монтажом более развитого оребрения для обеспечения теплового режима хранения КФ ВАО, с высоким остаточным тепловыделением. При захоронении оребрение демонтируется полностью.

Также продемонстрирована возможность модернизации УКХ ПВ для хранения ОЯТ АСММ.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Ключевым переделом данной технологии является литье крупного слитка ВЧШГ массой по жидкому металлу свыше 130 т., которая сейчас освоена на 2-х российских металлургических предприятиях.



Рис. 2 - Универсальная упаковка повышенной вместимости (УКХПВ) для ОТВС/ВАО для длительного хранения

Появление технологии литья крупного слитка из ВЧШГ открывает возможности российским конструкторам разрабатывать и внедрять системы хранения ОЯТ и РАО принципиально нового уровня безопасности.

2.2. Стандартная упаковка отвержденной КФ ВАО

Важнейшим решением в «Сбалансированном ЯТЦ» является получение в виде продукта переработки ОЯТ стандартизованной упаковки КФ ВАО по параметрам, критичным для хранения, транспортирования и захоронения.

Ключевой задачей при этом является возможность для разных типов ОЯТ различных поставщиков обеспечить только количественные отличия упаковок КФ ВАО при их возврате в страну поставщика ОТВС. Кол-во упаковок находится в зависимости от различия составов, начальных обогачений, выгораний и сроков хранения ОЯТ. Физико-химические характеристики упаковки (радионуклидный состав, активность, остаточное тепловыделение) и требования по обращению (исключение необходимости захоронения в глубоких геологических формациях, невозвратная упаковка, выполняющая частично функции инженерного барьера при захоронении и т.д.) формируются как стандарт, позволяющий разработать унифицированные решения для дальнейшего обращения с ними в стране размещения АЭС (поставщика ОТВС).

Для определения количества возвращаемых стандартизованных упаковок руководствуемся «Рекомендациями по обеспечению безопасности при возврате продуктов переработки облучённых тепловыделяющих сборок в государство их поставщика» (РБ-092-21), на основании которых разрабатываются методики расчетов эквивалентов активности при осуществлении взаимодействия с зарубежными заказчиками.

Через такое решение мы добиваемся ключевой ценности Сбалансированного ЯТЦ – утилизации ОЯТ коммерческих АЭС, со снижением потенциальной опасности РАО, получаемых в результате его переработке, в десятки тысяч лет.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Долгоживущие изотопы – сначала плутоний, а затем минорные актиниды, будут направляться в реакторные системы. Остальные долгоживущие изотопы, неизбежно присутствующие в продуктах деления ОЯТ, для существующего и перспективного масштабов атомной энергетики не оказывают заметного влияния на безопасность, и если для них не найдется полезного применения, то могут быть надежно захоронены в геологическом могильнике в качестве РАО 2-го класса. При этом их объемы и активность будут компенсированы дополнительными объемами КФ ВАО, поставляемыми зарубежному заказчику.

Неожиданным результатом разработки методики расчетов эквивалентов активности стала возможность использования этого методического аппарата для численной оценки и сравнений вариантов ЯТЦ.

Так, на пример, дозовый эквивалент ОТВС ВВЭР при росте выгорания с 41 МВт сут/кг(U) до 57,7 МВт сут/кг(U) увеличивается ~ 1,5 раза. Переход, к примеру, на РЕМИКС-топливо для ВВЭР, при сопоставимых значениях выгорания, увеличивает дозовый эквивалент ОТВС почти в 2,5 раза. Это увеличение отражает рост образования РАО для данных топливных циклов, в сравнение с базовым.

Прецедент реализации схемы взаимодействия с зарубежным заказчиком на принципах ПН «Сбалансированный ЯТЦ» создан. В 2025 г. заключено соглашение по обращению с ОЯТ Белорусской АЭС.

2.3. Перспективные решения по захоронению «короткоживущей» фракции

Невозможно не подчеркнуть важность для нашей отрасли технологий захоронения всех типов РАО, которые могут быть образованы при использовании ядерных технологий. По направлению обращения с упаковками КФ ВАО ведется совместная работа АО «Техснабэкспорт» и ИБРАЭ РАН. Концептуальная идея заключается в том, что для стандартизованной упаковки КФ ВАО можно разработать и предложить стандартизованное решение по ее средне глубинному захоронению в различных климатических и геологических условиях стран заказчиков. При этом важно, что данная технология будет востребована и для захоронения определенных видов РАО от эксплуатации и вывода из эксплуатации АЭС (рис.3).

То есть, в случае переработки ОЯТ, весь поток РАО от эксплуатации АЭС, вывода из эксплуатации и переработки ОЯТ потенциально может быть захоронен в комплексе ПЗРО на территории практически любой страны размещения АЭС. Такое решение особенно важно для «малых» стран и потенциальных потребителей АСММ.

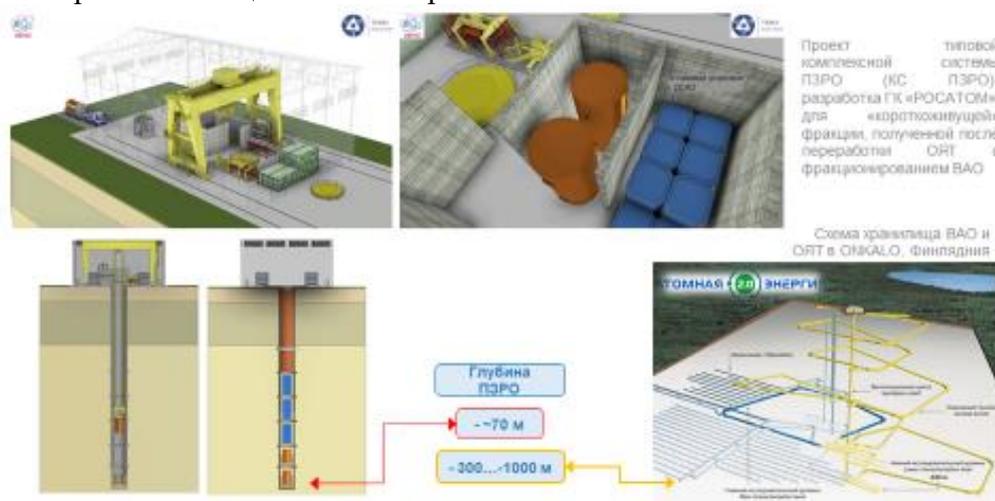


Рис. 3 - Проект типовой комплексной системы ПЗРО (КС ПЗРО)

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

3. Возможность использования технологий Сбалансированного ЯТЦ в российских программах ЯРБ.

Так как на мировом рынке продаются только продукты, имеющие референции, для продвижения «Сбалансированного ЯТЦ» выбрана стратегия наработки в РФ «стартовых» референций, реализующая «ключевые» его переделы. Указанное планируется обеспечить созданием Демонстрационных опытно-промышленных объектов инфраструктуры СБЯТЦ (ДОПИ СБЯТЦ) на площадке завода регенерации топлива в Красноярском крае в составе:

опытно-промышленная установка фракционирования и отверждения «короткоживущей» фракции высокоактивных отходов;

опытный стенд пункта контейнерного хранения ОЯТ/ВАО;

демонстрационный стенд референтного объекта среднелюбинного захоронения «короткоживущей» фракции высокоактивных отходов.

Очевидно, что значительные вложения в ДОПИ СБЯТЦ должны учитываться и при оценке перспектив развития технологий и создания инфраструктуры обращения с ОЯТ и РАО российских АЭС.

Ключевым перспективным решением, которое может оказать содействие российских программ ЯРБ, является разделение (фракционирование) 100% ВАО от переработки ОЯТ на «холодную» (2-й класс РАО) и «горячую» (КФ ВАО) фракции в проекте завода большой производительности (ЗБП), Указанное позволит отправлять «холодную» фракцию на захоронение минуя этапы хранения. В случае синхронизации ввода ЗБП и объекта захоронения РАО (2-й класс) будут сэкономлены значительные средства на создание, эксплуатацию и вывод из эксплуатации хранилищ РАО. Выполненный ИБРАЭ РАН комплексный анализ рисков различных сценариев обращения с ОЯТ и РАО от переработки ОЯТ (возврат всех ПД, оставление в РФ всех РАО или возврат только КФ ВАО) показал, что радиологическое воздействие не является ключевым фактором выбора того или иного сценария обращения с РАО в РФ. Результаты сравнительного анализа различных вариантов обращения с ДФ («холодной» частью после выделения КФ) на территории РФ с учетом аспектов безопасности и экономики обращения показали незначимость дозового воздействия на население.

Таким образом, внедрение технологий фракционирования, по-нашему мнению, принесет ряд существенных возможностей для оптимизации системы обращения с РАО в РФ, включая их окончательное захоронение.

Развитие технологий контейнерного обращения с ОЯТ и РАО, включая повышение вместимости упаковок, позволит организовать длительное хранение ОЯТ, чья переработка на текущем этапе экономически не востребована, гибко маневрируя мощностями хранения без значительных капитальных затрат на создание стационарных объектов хранения ОЯТ камерного типа.

В таком подходе можно будет планировать производственную загрузку ЗБП исходя из наиболее эффективного вовлечения регенерированных ЯМ в ЯТЦ как российских АЭС, так и АЭС зарубежных заказчиков. Указанное может дать максимальный экономический эффект от переработки ОЯТ в ближайшие 10-летия и улучшит экономические показатели проекта создания ЗБП.

Технологии средне глубинного захоронения, в случае внесения изменений в российскую нормативную правовую базу по обращению с РАО, позволят исключить массовые перевозки РАО из Европейских регионов РФ в Красноярский край, при том, что транспортировка РАО на настоящий момент является наиболее дорогостоящей и потенциально опасной операцией, особенно при больших объемах перевозок.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Также переход в РФ на средне глубинные захоронения части РАО от вывода из эксплуатации позволит высвободить значительный объем Нижнекамского массива для размещения «холодных» РАО, необходимых для эксплуатации ЗБП.

4. Выводы

Важным обобщающим выводом проведенной работы является возможность реализации баланса в «треугольнике желаний» технологии – безопасность – затраты не только в рамках Сбалансированного ЯТЦ для иностранных заказчиков, но и при формировании российских стратегий обращения с ОЯТ и РАО.

К ВОПРОСУ ОПТИМИЗАЦИИ ОБРАЩЕНИЯ С РАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ В УСЛОВИЯХ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

И. В. Кузнецов, А. А. Самойлов, П. А. Блохин, И. И. Линге, С.С. Уткин

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: kuznetsov@ibrae.ac.ru, samoylov@ibrae.ac.ru, blokhin@ibrae.ac.ru,

linge@ibrae.ac.ru, uss@ibrae.ac.ru

Одна из амбициозных целей атомной отрасли заключается в замыкании ядерного топливного цикла с переходом к двухкомпонентной атомной энергетике и существенным увеличением генерирующих мощностей в горизонте до 2100 года. Концепция будущего предполагает что полномасштабное задействование энергетического потенциала плутония, Нарбатываемого в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах (РТН и РБН соответственно). Задачу топливообеспечения с мультирециклированием предполагается решить за счет модернизации существующих мощностей переработки ОЯТ (завод РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк», ОДЦ ФГУП «ГХК») и создания новых – модулей переработки (МП) ОЯТ РБН в составе будущих промышленных энергокомплексов (ПЭЖов) и завода большой производительности (ЗБП) – флагманской площадки по обращению с ОЯТ РТН, поступающего из различных источников, а также с ОЯТ БН-800 и пилотного БН-1200М Белоярской АЭС. В концептуальную схему последнего заложены принципы малоотходного производства, в связи с чем технология обращения с радиоактивными отходами предполагает процессы фракционирования, предполагающие выделение отдельных компонентов ОЯТ:

- т.н. короткоживущей или «тепловыделяющей» фракции (КФ ВАО) – основными компонентами которой являются изотопы цезия и стронция. В существующих реалиях условный продукт, включенный в боросиликатное стекло, подлежит возврату иностранному заказчику переработки ОЯТ в рамках комплексной услуги проектного направления «Сбалансированный ядерный топливный цикл» (далее – ПН «СБЯТЦ») [4];

- трансплутониевых элементов (ТПЭ), с целью их возврата в ядерный топливный циклов. Америций может использоваться в составе твердого топлива для классических быстрых реакторов (БН и/или БР), для кюрия рассматриваются две опции – хранение до превращения плутоний впоследствии направляемого на фабрикацию топлива.

Для оценки влияния фракционирования на экономическую эффективность обращения с РАО от переработки ОЯТ рассматривалось внедрение указанных процессов и их комбинаций. Так же разработана гипотетическая концепция, предполагающая не только

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

выделение КФ и МА, но и глубокое разделение продуктов деления с их последующим включением в минералоподобные матрицы, обладающие максимальной изотопной емкостью и устойчивостью к внешним воздействиям. Полный перечень сценариев представлен в таблице 1.

Таблица 1 – Краткое описание сценариев обращения с РАО от переработки ОЯТ

Сценарий, описание	Преимущества	Технологическая зрелость
А. Консервативный, без фракционирования. Остекловывание рафината ВАО, образующегося после гидрометаллургического выделения (PUREX-процесс) из ОЯТ U, Pu и Np, с получением БСС, направляемого в ПГЗРО после выдержки для снижения тепловыделения.	✓ Не требует новых разработок	Освоен промышленно
Б. Выделение из рафината ВАО КФ, ее отверждение в БСС, хранение до спада тепловыделения и последующее размещение в приповерхностные или среднеглубинные ПЗРО. Оставшаяся часть ВАО кондиционируется и направляется в ПГЗРО после выдержки для снижения тепловыделения. Остальные РАО кондиционируются и направляются на захоронение в соответствующий ПЗРО	Повышает эффективность обращения с РАО класса 1 ✓ Отвечает потребностям ПН «СБЯТЦ» при минимальных технологических дефицитах	Опробован в лабораторном и ранее укрупненном масштабе на ФГУП «ПО «Маяк»
В. Выделение из рафината ВАО КФ, ее отверждение в БСС, хранение до спада тепловыделения и последующее размещение в приповерхностные или среднеглубинные ПЗРО. Выделение из рафината ВАО фракции ТПЭ	Базовый для ЗБП ✓ Повышает эффективность обращения с РАО класса 1 ✓ Отвечает потребностям ПН «СБЯТЦ» ✓ Обеспечивает возврат ТПЭ в ЯТЦ	Отдельные передель отработаны в лабораторном и опытно-промышленном масштабе
Г. Выделение из рафината ВАО фракции ТПЭ для ее последующего дожигания в РБН. Образующиеся жидкие ВАО иммобилизуются в БСС и направляются в ПГЗРО после выдержки до снижения тепловыделения до приемлемого уровня.	✓ Обеспечивает возврат ТПЭ в ЯТЦ	Отдельные передель отработаны в лабораторном масштабе
Д. Выделение из рафината ВАО КФ, ее отверждение в БСС, хранение до спада тепловыделения и последующее размещение в приповерхностные или среднеглубинные ПЗРО совместно с РАО АЭС. Выделение из рафината ВАО фракции МА**. Выделение долгоживущих ПД (Тс, Мо, Zr, I и др.) и их включение в индивидуальные минералоподобные матрицы.	✓ Соответствует требованиям ПН «СБЯТЦ» ✓ Максимальное снижение объемов РАО, подлежащих глубинному захоронению	Отдельные передель отработаны в лабораторном масштабе Разрозненные исследования по получению индивидуальных конечных форм

При сравнении эффективности сценариев сравнивались затраты на обращение с РАО классов 1 и 2 по следующим статьям:

- хранение до снижения тепловыделения;
- упаковка для захоронения;
- перевозка до пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО);
- захоронение в ПГЗРО.

Ввиду отсутствия конечного решения о технологическом облике ЗБП по состоянию на 2025 год и понимания влияния процесса фракционирования сравнение по объемам РАО классов 3, 4, 5 и издержкам на их обращение не проводилось. Также вне рассмотрения

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

настоящей работы издержки на реализацию радиохимических переделов, хранение и дожигание ТПЭ. Принималось что издержки на все этапы обращения КФ ВАО несет зарубежный заказчик переработки ОЯТ в рамках комплексной услуги «Сбалансированный Ядерный топливный цикл» («СБЯТЦ»)

Исходными данными для оценки характеристик и объемов служили составы перерабатываемого на ЗБП ОЯТ, предоставлявшиеся НИЦ «Курчатовский институт». Принималось, что все актиниды извлекаются из ОЯТ и потока ВАО (ТПЭ для сценариев В, Г и Д) извлекаются на 99,9 %. В качестве матрицы для иммобилизации основного потока радионуклидов (в сценариях А-Г) выбрано боросиликатное стекло, общим критерием для оценки его результирующего объема служило содержание актинидов 0,2 мас. %. Показатели извлечения компонентов РАО и ОЯТ в КФ ВАО, выбранные на основании экспериментальных исследований представлены в таблице 2.

Таблица

Таблица 2 – Показатели извлечения компонентов ОЯТ в КФ ВАО из рафината 1-го цикла PUREX-процесса

Элемент	Извлечение, %	Элемент	Извлечение, %	Элемент	Извлечение, %
Cs	98	Np	0,53	Zr	0,0034
Sr	92	Am	0,031	Tc	0,6
U	17,5	РЗЭ	9,11E-05	Cm	0,008
Pu	0,34	Sn	2		

В случае сценария Д принималась «идеальная технология» позволяющая извлечь 100 % Cs и Sr. Для других продуктов деления использовались матрицы, представленные в таблице 3.

Таблица 3 – Матричные материалы, рассматривавшиеся для сценария «Д»

Радионуклид, группа радионуклидов	Извлечение, %	Основание выбора	Класс РАО
РЗЭ, остатки актинидов, Sn	Цирконатная матрица со структурой пирохлора $(Ln,An)_2(Zr,Sn)_2O_7$	Исключительная изотопная емкость, нечувствительность г облучению, по теплофизическим свойствам совместима с основной инфраструктурой обращения с БСС (ИПХТ, хранилищами), как источник циркония могут вовлекаться КМ ОТВС	1
Tc и Zr	пирофосфат $Tc_{0,5}Zr_{0,5}P_2O_7$	Перспективное решение по обращению с технецием согласно концепции ЗБП	2
^{129}I	Матрица со структурой хлорапатита $Pb_{10}(VO_4)_4(PO_4)_{1,2}I_2$	Высокая плотность, сокращение объема в 10 раз в сравнении сорбентом на основе $Al_2O_3 \times AgI$	2
Mo и Zr	Фосфат-молибдат циркония $Zr_2(MoO_4)(PO_4)_2$	Рекомендован заказчиком работы	2
КФ ВАО	БСС	Унификация с остальными сценариями в обеспечение исполнения зарубежных обязательств. Сомнительная перспективность МПМ для КФ ВАО	1 (в РФ)

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Критерием для расчета минимального объема основного потока ВАО для сценария «Д» и КФ ВАО (все сценарии) выступало энерговыделение 25 кВт/м³, предельно допустимое значение для хранилищ тепловыделяющих РАО спроектированных в РФ (при ОДЦ ФГУП «ГХК», МП ОДЭК и ПЭКов).

Хранение до снижения тепловыделения

Для оценки потребностей в хранении первоначально оценивались объемы и удельные энерговыделения продуктов обращения на основании ранее рассчитанного изотопного состава и отраслевой методики ОИ 001.906-2020. Падение энерговыделения рассчитывалось аналогичным образом, путем итерационного пересчета до 300 лет, с увеличением шага. В качестве целевого показателя энерговыделения принималось значение 1 кВт/м³. Показатель был предварительно обоснован с помощью программного пакета FENIA [2], при его соблюдении возможно максимально плотное расположение упаковок в выработках ПГЗРО, и как следствие – наиболее эффективное использование их объема. Удельные объемы РАО класса 1, подлежащих захоронению в ПГЗРО на территории РФ и их основные характеристики представлены в таблице 4.

Таблица 4 – Характеристики отвержденных ВАО класса 1, образующихся при переработке ОЯТ ВВЭР

Сценарий	Объем, м ³ /т ТМ ОЯТ ВВЭР	Энерговыделение, кВт/м ³	Время достижения энерговыделения 1 кВт/м ³
А. Консервативный, без фракционирования (БСС)	0,32	6	68
Б. Выделение КФ ВАО (БСС)	0,28	1,5	7
В. Выделение ВАО КФ и МА для дожигания в РБН (БСС)	0,15	1,5	2
Г. Выделение МА для дожигания в РБН (БСС)	0,18	10	85
Д. Выделение КФ ВАО, МА для дожигания в РБН, выделение долгоживущих ПД (Тс, Zr, I и др.) и их включение в минералоподобные матрицы (МПМ)	0,006	25	32
КФ ВАО по сценариям Б и В*	0,06	25	130
КФ ВАО по сценарию Д*	0,063**	25	130

С учетом объемов и необходимых периодов выдержки разрабатывались балансовые модели хранилищ. Принималось, что эксплуатация завода проходит в период с 2035 по 2100 год, разгрузка «остывшего» стекла в ПГЗРО происходит непосредственно в год достижения порога 1 кВт/м³. Сравнительная визуализация балансовых моделей хранения для разных сценариев показана на рисунке 1. Как видно, наибольшие наиболее объемные хранилища требуются при реализации сценария «А» не предполагающего фракционирования, что ожидаемо с учетом с максимальных объема и времени выдержки. Указанные балансовые модели использовались для оценки стоимостей сооружения и эксплуатации хранилищ. Рабочий объем определялся как пиковая загрузка хранилищ в период с 2035 до 2100 года. Стоимость 1 м³ рабочего объема определялась по результатам анализа проектно-сметной документации на строительство существующих хранилищ тепловыделяющих РАО – зданий 120/12 ФГУП «ПО «Маяк» и отд. 49 ОДЦ ФГУП «ГХК». Годовая стоимость эксплуатации хранилища в год согласно экспертной оценке принималась равной 0,2 % от стоимости его

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

сооружения, совокупные стоимости хранения рассчитывались на период с 2035 по 2100 год. Сравнение затрат на хранение представлено на рисунке 2, наибольшим значением ожидаемо характеризуется сценарий А. Примечательно, что на втором месте – сценарий Г (с выделением ТУЭ), несмотря на значительное сокращение объема ОВАО характеризуется длительным сроком хранения. Оптимальным с точки зрения потребностей хранения представляется сценарий «В».

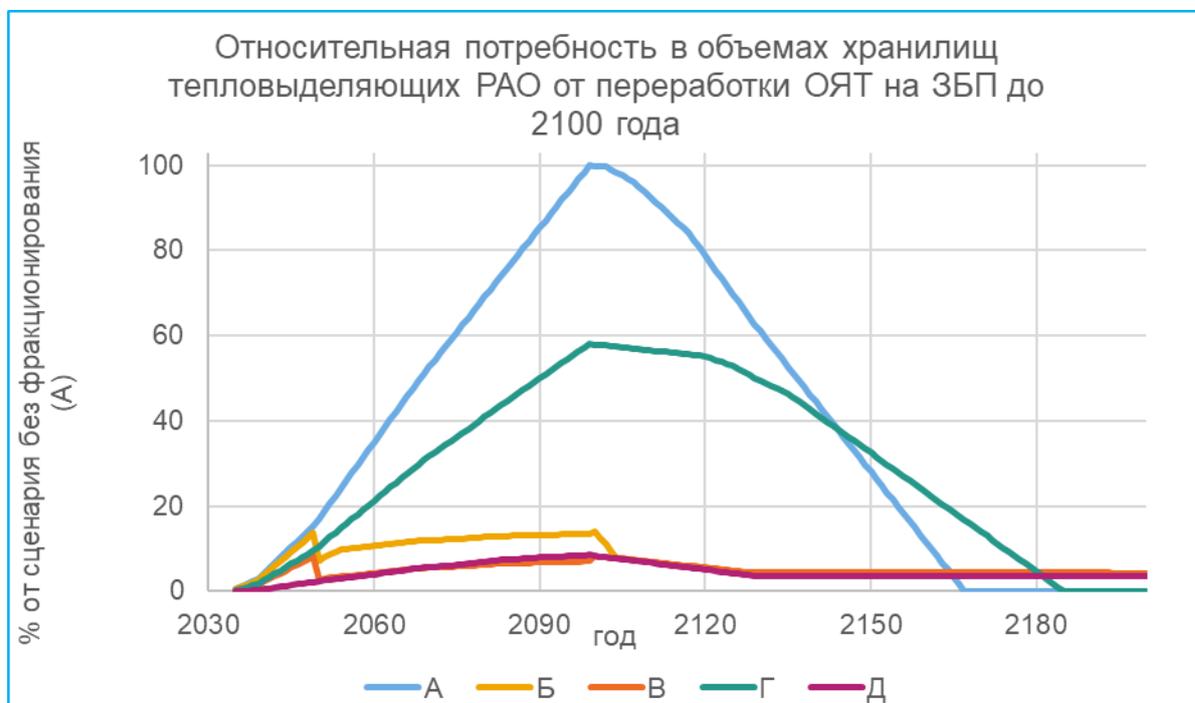


Рисунок 1 – Сравнительная визуализация балансовых моделей

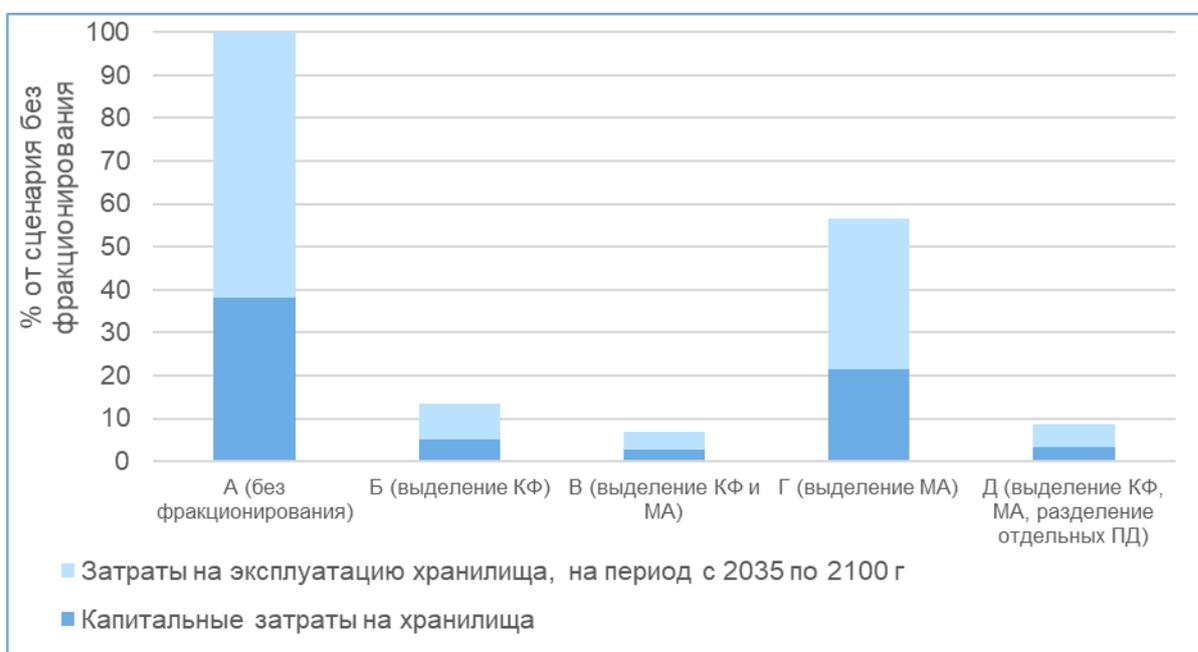


Рисунок 2 – Относительные затраты на хранение РАО класса I Упаковка для захоронения

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Актуальная концепция предполагает, что РАО класса 1 захораниваются в упаковках типа «невозвратный чехол», аналогичный разрабатываемому для накопленных ОВАО РТ-1. Контейнер представляет собой однослойную цилиндрическую стальную оболочку с толщиной стенки 30...40 мм, крышек и дна – 80...100 мм, вмещающую 3 стандартных бидона со алюмосфатным стеклом, емкостью 200 л каждый. Стоимость единицы определялась по адресным запросам производителям металлоконструкций схожего назначения.

Оценка объемов РАО класса 2 принималась с учетом показателей локальных стратегий обращения предприятий ядерного топливного цикла, и составила около 5 м³/т ОЯТ с учетом упаковки. Совокупный объем РАО класса 2, образующийся при иммобилизации продуктов деления пренебрежимо мал, что показано в таблице 5.

Таблица 5 – Характеристики специфических РАО класса 2, образующихся при реализации сценария «Д»

Материал	Объем, м ³ /т Т.М. ОЯТ ВВЭР с упаковкой
Пирофосфат $Tc_{0,5}Zr_{0,5}P_2O_7$	0,007
Матрица со структурой хлорапатита $Pb_{10}(VO_4)_{4,8}(PO_4)_{1,2}I_2$	0,002
Фосфат-молибдат циркония $Zr_2(MoO_4)(PO_4)_2$	0,007
Итого, специфических РАО класса 2	0,015

Ввиду отсутствия референтного решения для глубинного захоронения нетепловыделяющих ВАО и САО, для оценки стоимости упаковывании РАО класса 2 рассматривалось использование КЗХ-2кс. Железобетонная упаковка сертифицирована для временного хранения и внутриобъектового перемещения РАО класса 2.

Транспортировка РАО классов 1 и 2

Стоимости перевозки определялись на основании предложения АО «Атомспецтранс» комплексной услуги по перевозке РАО. Предполагается что перевозка РАО к ПГЗРО будет осуществляться к ПГЗРО железнодорожным транспортом:

НЧ с РАО класса 1 перевозится в ТУК-108/1 на штатных вагон-контейнерах. 1 НЧ содержит 2 стандартных евробидона объемом 0,1 м³ каждый. 1 ТУК содержит 1 НЧ. Железнодорожный эшелон состоит из 8 вагонов по 3 ТУКа в каждом.

Упаковки с РАО класса 2 перевозятся на обычных железнодорожных платформах в оборотных чехлах, классифицируемых как транспортная упаковка типа «В» согласно НП-053-16.

Захоронение РАО классов 1 и 2

Стоимости захоронения РАО оценивались по количеству дополнительных горизонтов ПГЗРО. Концептуальная схема захоронения представлена на рисунке 3. Как видно, конструкция состоит из двух горизонтов, располагающихся один над другим, между ними располагаются вертикальные скважины. Проектная емкость – 4500 м³ РАО класса 1 и 155000 м³ РАО класса 2. При этом важно понимать, что первая очередь предназначена для накопленных отходов завода РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк» о РАО образующихся при выводе из эксплуатации объектов атомной энергии. Для размещения новых отходов предполагается строительство дополнительных горизонтов. Учитывая конструкцию первой очереди, предполагающую что РАО класса 1 захораниваются в вертикальных скважинах, а РАО

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

класса 2 в – горизонтальных выработках, можно рассчитать рабочую емкость дополнительного горизонта – она составляет 4500 и 77500 м³ соответственно. Стоимость одного горизонта определялась по результатам анализа проектно-сметной документации ПГЗРО на участке «Енисейский»

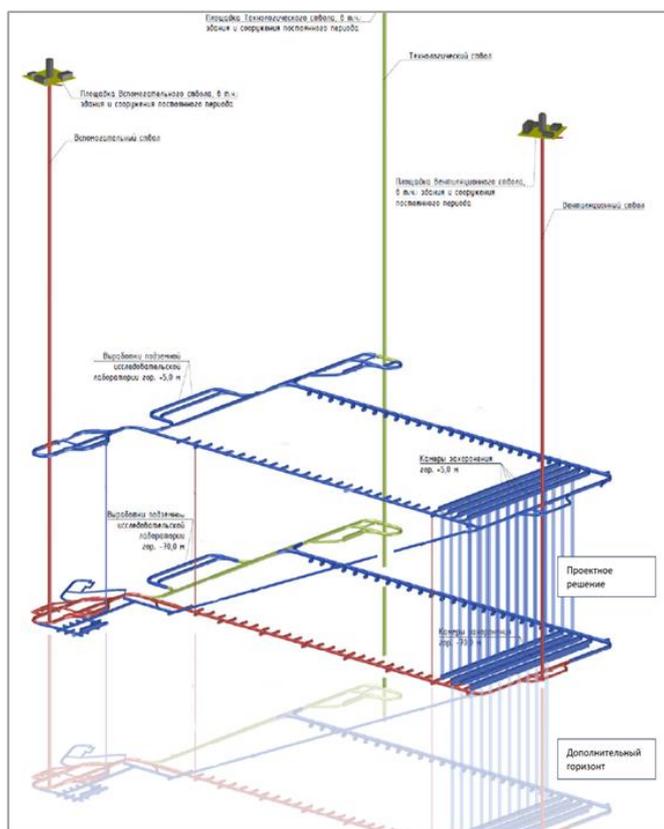


Рисунок 3 – Концептуальная схема увеличения мощности ПГЗРО за счет сооружения третьего горизонта в текущей редакции проекта

Рассчитанная потребность в дополнительных горизонтах для захоронения РАО от переработки ОЯТ ЗБП при реализации различных сценариев фракционирования представлена в Таблица таблице 6 В сценариях Б - Д минимальное количество новых горизонтов лимитировано объемами РАО класса 2, при их оптимизации затраты потребность в дополнительных горизонтах может сокращена, минимум, на 16 %.

Таблица 6 – Потребность в дополнительных горизонтах ПГЗРО для захоронения РАО

Сценарий переработки	Потребность в дополнительных горизонтах ПГЗРО, %
А	100
Б*	83
В*	83
Г*	83
Д*	83

Результаты сравнения сценариев фракционирования

Отметим, что как и все предшествующие результаты промежуточных расчетов, настоящего доклада представлены в условных единицах, что связано с чувствительностью данных и требованиями функционального заказчика работы. Сравнение затрат на обращение с РАО от переработки ОЯТ по различным сценариям показано на рисунке 4.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Можно заключить что за исключением стоимость обращения с РАО от переработки ОЯТ, чувствительна к их объему. Существенная разница между сценариями В и Г обусловлена на порядок более длительным сроком контролируемого хранения (85 против 2 лет). Наиболее «экономичен» сценарий «Д» однако его технологическая зрелость далека от промышленного внедрения. Оптимальным представляется сценарий «В» сочетающий достаточную проработанность с достаточно высоким сокращением затрат (>40 %) в сравнении со сценарием «А».

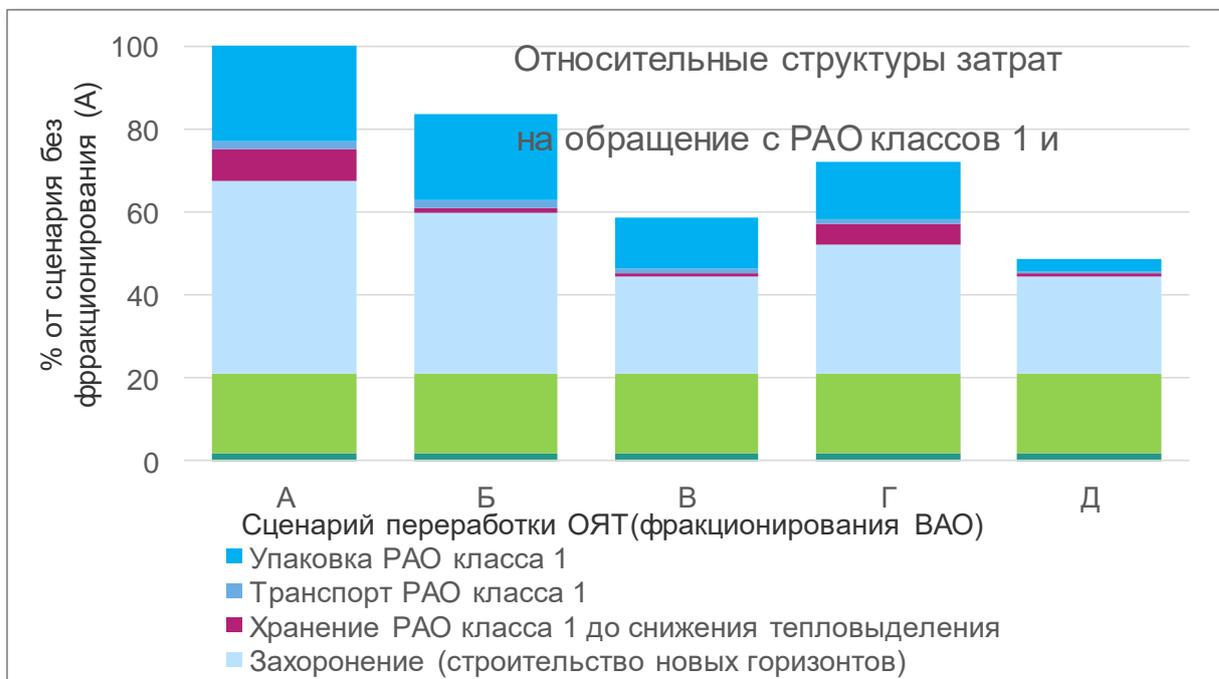


Рисунок 4 – Относительные структуры затрат на обращение с РАО классов 1 и 2 от переработки ОЯТ

Несмотря на оптимистичные оценки экономической эффективности внедрения фракционирования принятие решения о технологии должно учитывать следующие факторы:

Затраты на реализацию соответствующих радиохимических переделов;

Затраты на дожигание выделенных минорных актинидов;

Выделение КФ ВАО на сегодняшний день оправдано только при условии ее вывоза зарубежному заказчику и за его счет. В условиях действия актуальных российских НПА условный продукт относится к РАО класса 1 и подлежит дорогостоящему захоронению в глубинных геологических формациях.

ЛИТЕРАТУРА

1. «Росатом» планирует построить завод по масштабной переработке ОЯТ. Электронный ресурс. URL: <https://strana-rosatom.ru/2024/09/02/rosatom-planiruet-postroit-zavod/> Режим доступа – свободный. Дата обращения – 06.10.2025.

2. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2025613984 Российская Федерация. Программа расчета теплового режима, напряженно-деформированного состояния и прочности пунктов захоронения радиоактивных отходов FENIA-v2 : заявл. 04.02.2025 : опубл. 18.02.2025 / Р. А. Бутов, Д. Г. Григорук, Н. И. Дробышевский, Ю. Н. Токарев ; заявитель Российская Федерация, от имени которой выступает Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

3. Ульянов, Ю. А. Экономика сбалансированного ядерного топливного цикла с инновационным РЕМИКС-топливом / Ю. А. Ульянов, В. В. Харитонов // Микроэкономика. – 2021. – № 2. – С. 55-63. – DOI 10.33917/mic-2.97.2021.55-63.

4. Александрова, Т. А. Обоснование безопасности захоронения короткоживущей фракции РАО от переработки ОЯТ / Т. А. Александрова // Сборник тезисов XXII научной школы молодых ученых, Москва, 23–24 мая 2023 года / под общ. ред. акад. РАН Л. А. Большова. – Москва: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2023. – С. 9.

5. Кормилицына, Л. А. Техничко-экономический анализ применения жидкосолевых реакторных систем для замыкания ядерного топливного цикла по минорным актинидам, накопленным при переработке ОЯТ коммерческих энергоблоков ВВЭР-1000/1200 / Л. А. Кормилицына, С. А. Субботин // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2019. – № 3. – С. 39-47.

6. Реализация единства измерений характеристик РАО при передаче на захоронение / А. Н. Дорофеев, Б. С. Зиннуров, А. П. Варлаков [и др.] // Радиоактивные отходы. – 2023. – № 2(23). – С. 8-20. – DOI 10.25283/2587-9707-2023-2-8-20.

7. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. НП-053-XX // Ядерная и радиационная безопасность. – 2015. – № 2(76). – С. 26-109.

О ДЕЯТЕЛЬНОСТИ БАЗОВОЙ ОРГАНИЗАЦИИ ГОСУДАРСТВ СНГ ПО ВОПРОСАМ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ, РАО И ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО- И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ

М. А. Литвинов

АО «ТВЭЛ», Москва, Россия

эл. почта: litvinovm@yandex.ru, MiALitvinov@tvel.ru

Акционерное общество «ТВЭЛ» продолжает успешно исполнять функции базовой организации государств-участников Содружества Независимых Государств по вопросам обращения с отработавшим ядерным топливом, радиоактивными отходами и вывода из эксплуатации ядерно- и радиационно опасных объектов (далее – БО СНГ). Статус базовой организации был придан решением Экономического совета СНГ 18 июня 2021 года, и в 2025 году организация продолжила наращивать эффективность межгосударственного сотрудничества в данной области.

АО «ТВЭЛ» было образовано в 1996 году и объединяет под своим управлением ряд предприятий, которые осуществляют деятельность, непосредственно связанную с обращением с облученными радиоактивными элементами при фабрикации ядерного топлива. Компания является головной организацией Топливного дивизиона Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» и обладает значительными компетенциями в области заключительной стадии ядерного топливного цикла. С 1 июля 2019 года АО «ТВЭЛ» определено отраслевым интегратором Российской Федерации по выводу из эксплуатации ядерно- и радиационно опасных объектов. За годы деятельности компанией реализовано более 50 крупных проектов, связанных с АЭС и другими объектами использования атомной энергии, в том числе в государствах-участниках СНГ.

В своей деятельности базовая организация руководствуется решениями и документами высших органов СНГ, и положениями Рамочной программы сотрудничества

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

государств-участников СНГ в области использования атомной энергии в мирных целях на период до 2030 года и Плана мероприятий по реализации ее первого этапа (2021-2025 годы), утвержденными Решением Совета глав правительств СНГ от 6 ноября 2020 года. Концепция деятельности базовой организации на период до 2030 года была утверждена на заседании Комиссии государств-участников СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях 26 января 2022 года в г. Санкт-Петербурге.

Основными направлениями деятельности базовой организации СНГ в 2025 году стали:

- разработка программных документов;
- гармонизация нормативно-правовой базы
- развитие кадрового потенциала
- содействие в формировании системы обращения с ОЯТ
- оптимизация экономики процессов обращения с РАО
- работа с общественностью

Разработка базовых документов по развитию сотрудничества государств-участников СНГ в области обращения с РАО продолжалась в 2025 году в соответствии с планом работы БО СНГ на 2025 год, который был рассмотрен на заседании Комиссии по экономическим вопросам при Экономическом совете СНГ 20 ноября 2024 года и направлен письмом заместителя Генерального секретаря СНГ от 27 ноября 2024 г. в правительства государств – участников СНГ с целью информирования и возможного содействия в его реализации заинтересованными министерствами и ведомствами государств – участников СНГ.

В 2024 году базовая организация инициировала разработку проекта Основных направлений сотрудничества государств-участников СНГ в области обращения с РАО, ОЯТ и ВЭ ЯРОО на период до 2030 года. Масштабность стоящих перед государствами-участниками СНГ национальных задач диктует необходимость расширения сотрудничества и продвижения базовых принципов обращения с РАО как основы для выстраивания национальной системы обращения с РАО – ключевого условия успешного развития атомного энергетического комплекса. Проектом Основных направлений определяются принципы, цели, задачи и направления сотрудничества, а также конкретные мероприятия по их реализации.

Согласованный членами Комиссии Атом-СНГ проект Основных направлений направлен в Исполнительный комитет СНГ в целях его дальнейшего рассмотрения в установленном порядке.

Разработка программного документа на период до 2030 года направлена на совершенствование обеспечения ядерной, и радиационной, экологической безопасности на пространстве СНГ путем реализации проектов, основанных на эффективных принципах и механизмах взаимодействия, связанных с заключительной стадией жизненного цикла объектов использования атомной энергии с учетом рекомендаций МАГАТЭ.

В 2025 году продолжалась работа над проектом **межправительственного Соглашения государств-участников СНГ по приведению в безопасное состояние объектов ядерного наследия (ОЯН)**.

К настоящему времени в мире имеется успешный опыт решения проблем, связанных с последствиями реализации ядерных оборонных и энергетических программ начального периода. В некоторых государствах начали осуществляться масштабные государственные программы по ликвидации радиационных рисков, связанных с прошлой деятельностью, в том числе по приведению ОЯН в безопасное состояние, реабилитации радиационно загрязненных территорий и обращению с накопленными в прошлый период РАО.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

В связи с завершением межгосударственной целевой программы СНГ по рекультивации уранового наследия (далее – МЦП СНГ), а также запуском двусторонних проектов в рамках межправительственных соглашений между Российской Федерацией, Республикой Таджикистан и Кыргызской Республикой, работа над этим соглашением была переориентирована на разработку модельной Концепции приведения в безопасное состояние ОЯН.

При формировании Концепции будут применены наработки, полученные при разработке проекта Межправительственного Соглашения СНГ о сотрудничестве по приведению в безопасное состояние ОЯН. Модельная Концепция позволит регулировать вопросы, которые в силу своего трансграничного, универсального характера более эффективно решаются на многостороннем уровне. Кроме того, накопленный при реализации МЦП СНГ опыт решения сложных технических вопросов, на которых были отработаны эффективные методики проведения рекультивационных мероприятий, будут дополнены вопросами, способствующими социально-экономическому развитию пострадавших регионов.

В 2025 году продолжалась работа над проектом **Модельного закона СНГ «Об обращении с радиоактивными отходами»**. 28 января 2025 г. эксперты БО СНГ обсудили предложения к проекту, поступившие от парламентов государств СНГ. Так, позиция Российской Федерации суммирована в письме Правового управления Аппарата Совета Федерации, полагающего, что положения модельного закона могут быть использованы при дальнейшем усовершенствовании федерального законодательства. Предложение Постоянной комиссии по промышленности, энергетике, транспорту, связи и цифровому развитию Национального Собрания Республики Беларусь касается усиления межведомственной координации по трансграничному перемещению отходов. Предложения Постоянной комиссии Национального Собрания Республики Армения по вопросам территориального управления, местного самоуправления, сельского хозяйства и охраны окружающей среды затрагивают вопросы детализации общественного контроля и специфики обращения с РАО и будут учтены при разработке модельных подзаконных актов в 2026 году. Кыргызская Республика, Республика Таджикистан и Республика Узбекистан согласовали проект закона без дополнений и замечаний. Предложения Республики Казахстан носили редакционный характер и были учтены. На состоявшемся 13 марта 2025 г. заседании Комиссии по аграрной политике, природным ресурсам и экологии Межпарламентской ассамблеи государств-участников СНГ было рассмотрено 33 предложения по доработке документа, из которых 27 были приняты, а 6 отклонены.

Проект модельного закона «Об обращении с радиоактивными отходами» был одобрен Межпарламентской Ассамблеей государств-участников СНГ 18 апреля 2025 года.

Модельный закон СНГ «Об обращении с радиоактивными отходами» представляет собой документ, в котором определена модель правового регулирования отношений в области обращения с РАО, направленная на содействие государствам-участникам СНГ в установлении на государственном уровне современных принципов и направлений политики в области обращения с РАО. Документ охватывает все аспекты обращения с радиоактивными отходами, включая правовые принципы, полномочия государственных органов, обязанности организаций, работающих с РАО, требования к их транспортировке, хранению и утилизации, а также меры ответственности за нарушение норм безопасности. В нем также предусмотрены механизмы международного сотрудничества, что позволит странам СНГ активнее участвовать в совместных и международных проектах в данной сфере. Он особенно полезен для стран, планирующих расширять использование ядерных технологий, например, строить АЭС или развивать промышленное применение

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

радиационных технологий. Его внедрение в национальное право потребует процедуры адаптации, чтобы исключить возможные конфликты с национальными нормами.

Для конкретизации и детализации процедурных вопросов, специальных требований и технических деталей, изложенных в Модельном законе базовая организация приступила к разработке проектов **модельных подзаконных актов**.

На заседании Совета представителей руководящего уровня органов регулирования безопасности при использовании атомной энергии государств – участников СНГ было одобрено инициативное предложение БО СНГ по разработке Систематизированного перечня подзаконных актов к модельному закону «Об обращении с РАО». Уже сейчас в качестве приоритетных документов определены критерии классификации РАО и критерии приемлемости захоронения РАО.

В рамках выполнения плана деятельности базовой организации на 2025 год были разработан ряд **информационно-аналитических материалов**.

В течение 2025 года проводилась камеральная обработка паспортов объектов ядерного наследия и организовывались экспедиционные выезды для верификации паспортов ОЯН с участием заинтересованных организаций СНГ. За отчетный период состоялось выезды экспертов на объекты наследия в Республике Таджикистан и Республике Беларусь для уточнения состояния защитных барьеров и актуализации паспортов.

Составлено экспертное заключение о возможных путях совершенствования радиационной безопасности ПЗОД «Ветка», расположенного в Ветковском районе Республики Беларусь.

В рамках расширения подходов к реализации проектов вывода из эксплуатации в 2025 году было проведено изучение возможности экстракции полезных материалов в процессе рекультивации площадок размещения ЯРОО. В частности, отходы уранодобычи могут содержать ванадий, скандий, цинк, германий и другие критически важные материалы. Например, возможность извлечения теллура из отвалов имеет стратегическое значение для технологий солнечной энергетики и обороны. Доходы от продажи извлеченных материалов могут частично или полностью компенсировать затраты на рекультивацию. **Модель оборотного финансирования**, где доходы от одного проекта направляются на реализацию следующего, снизит зависимость от донорских средств, которые сегодня являются основным источником финансирования проектов по рекультивации ОЯН. Это критично важно для государств СНГ с ограниченными бюджетными возможностями. Повторное извлечение материалов делает проекты привлекательными для частного сектора, создавая модель государственно-частного партнерства.

В процессе разработки проекта **межправительственного соглашения государств СНГ о приведении в безопасное состояние ОЯН**, а также реализации практических работ по проектам рекультивации выяснилось следующее. Работы по приведению в безопасное состояние объектов ядерного наследия преимущественно сосредоточены на технических аспектах обеспечения безопасности. При этом социально-экономическое развитие прилегающих территорий остается вне рамок таких проектов. В результате реализуемые масштабные технические меры по обеспечению безопасности ОЯН на некотором этапе перестают соответствовать уровню социально-экономического развития районов размещения этих объектов. Такой дисбаланс ставит под угрозу устойчивость результатов рекультивационных работ, приводит к недостаточному использованию потенциала территорий после завершения реабилитационных мероприятий и ведет к ограниченному вовлечению местных сообществ в процессы принятия решений по техническим проектам. Причиной является тот факт, что работы по приведению в безопасное состояние объектов ядерного наследия преимущественно сосредоточены на технических аспектах обеспечения безопасности, в то время как социально-экономическое развитие прилегающих территорий

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

остается вне рамок таких проектов. Вместе с тем, в результате выполнения рекультивационных работ в ряде государств СНГ одновременно с решением технических задач, создаются условия для привлечения инвесторов и превращения территорий с объектами ядерного наследия из зон экологического риска в районные центры устойчивого развития. Актуальность подтверждена итоговыми резолюциями 2-й международной конференции БО СНГ (сентября 2024, Екатеринбург), заседанием Координационной группы МАГАТЭ по бывшим объектам уранового наследия (апрель 2024 года, Душанбе).

С целью выработки практических шагов, направленных на социально-экономическое развитие районов размещения объектов ядерного наследия, 22 июля 2025 года в г. Гомеле (Республика Беларусь) было проведено заседание экспертов БО СНГ. Рассмотрен опыт Полесского государственного экологического заповедника по созданию условий для привлечения инвесторов и превращения территорий с объектами ядерного наследия из зон экологического риска в районные центры устойчивого развития. В развитие этого направления, 2 октября 2025 г. проведено заседание круглого стола БО СНГ «От общего наследия к устойчивому будущему», организованного «на полях» Второго Международного форума «Устойчивое развитие горных территорий» МПА СНГ (2 октября 2025 г., Махачкала). Резолюцией Горного форума, было одобрено инициативное предложение БО СНГ по формированию модельного документа, отражающего согласованные подходы по разработке и внедрению практических шагов, направленных на восстановление и дальнейшее устойчивое развитие районов размещения объектов ядерного наследия в государствах – участниках СНГ.

Одна из наиболее важных проблем в развитии мировой атомной энергетики является проблематика накопления **отработавшего ядерного топлива** и радиоактивных отходов. Проблему составляет, прежде всего, долговременная радиоактивность ОЯТ и РАО, требующая надежной изоляции соответствующих материалов, либо их переработки. При этом две эти категории (ОЯТ и РАО) составляют до 99,8% техногенной радиоактивности, накопленной в мире к настоящему времени.

Актуальность проблематики обращения с ОЯТ высока как для стран, уже эксплуатирующих объекты использования атомной энергии, так и для стран, планирующих сооружение таких объектов на своей территории, в этой связи нормативно-правовое регулирование деятельности по обращению с ОЯТ является важным инструментом государственного контроля и надзора в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

БО СНГ разработан доклад «Анализ нормативно-правового регулирования вопросов обращения с отработавшим ядерным топливом в государствах СНГ». В докладе приведены нормы международного и национального права, регулирующие деятельность по обращению с ОЯТ, а также ключевые аспекты нормативно-правовой базы государств-участников СНГ в этой области. В завершении доклада сделаны выводы и даны рекомендации о целесообразности доработки инфраструктуры обращения с ОЯТ с учетом действующих и планируемых к сооружению объектов использования атомной энергии в регионе.

Таким образом, анализ деятельности базовой организации в 2025 году показывает, что в целом поставленные перед ней задачи выполнены успешно. Обладая значительными компетенциями в области заключительной стадии жизненного цикла объекта использования атомной энергии, базовая организация содействовала межгосударственному информационному обмену и оказывала консультационное, научно-техническое и методологическое содействие профильным ведомствам государств-участников СНГ в области обращения с отработавшим ядерным топливом, радиоактивными отходами и вывода из эксплуатации ядерно- и радиационно опасных объектов.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

ИСТОРИЯ ЛЕНСПЕЦКОМБИНАТА РАДОН

А. В. Плотников

*Ленинградское отделение филиала «Северо-Западный территориальный округ» федерального государственного унитарного предприятия «Объединенный эколого-технологический и научно-исследовательский центр по обезвреживанию РАО и охране окружающей среды» (ФГУП «РАДОН»), Ленинградская область, Сосновый Бор, Россия
эл. почта: AlekVasiPlotnikov@radon.ru*

С начала 50-х годов радиоактивные вещества нашли широкое применение в обороне, науке, промышленности, медицине. Естественно, встал вопрос обеспечения сбора и надежного долговременного хранения радиоактивных отходов.

Из воспоминаний директора Якушева М.Ф. - «как-то в Москве, мне рассказали полулегенду, полуофициальную версию создания сети спецкомбинатов в Советском Союзе, которые вошли в Управление предприятиями коммунального обслуживания. В 1956г. правительственная делегация из Японии посетила Ленинград. Направляясь на правительственную дачу, автобус с делегацией пересекал улицу Рентгена и у гостей зазвенели дозиметры. Делегация развернулась в аэропорт и визит на этом закончился. Дипломатический скандал был рассмотрен на заседании Политбюро ЦК КПСС и было решено создать в СССР сеть предприятий для централизованного сбора и хранения радиоактивных отходов».

В декабре 1961 года Государственной комиссией был подписан акт о вводе в эксплуатацию нашего предприятия. Тем самым были реализованы решения:

ЦК КПСС и Совета Министров СССР от 1956 г., предусматривающего создание на территории Советского Союза 35-ти региональных центров для организации сбора, транспортировки, переработки и хранения радиоактивных отходов;

Постановление Совета Министров РСФСР №539-64с от 28 мая 1958г.

Все предприятия вошли в Управления предприятиями коммунального обслуживания. Для Ленинградского предприятия был выбран южный берег Финского залива в 80 км от Ленинграда.

Проектирование объекта было поручено головному проектному институту Министерства среднего машиностроения ВНИПИЭТ. С января 1958г. началась стройка временного поселка Сосновый Бор и объекта п/я 808. Параллельно со строительством основных производственных сооружений началось возведение поселка Сосновый Бор. Появились первые жилые дома на улицах Ленинская и Комсомольская. Кроме того, с 1960 по 1964гг в поселке были построены водозаборная насосная станция, баня, пожарное депо, ясли, сад, магазин и школа.

Перечень пусковых объектов предприятия:

1961г. - Управление, Хранилище ТРО, ЖРО, спецгараж и участок дезактивации транспорта и контейнеров (зд.2, 6,12,13)

1962г. - Спецпрачечная (зд.8)

1963г.- Спецхимводоочистка, Хранилище ТРО и ОЗИИИ (зд.10,34,11,50,51,52)

1964г. - Хранилище ТРО (зд.12-2)

1968г. - Хранилище ТРО и ЖРО (зд.12А,13А)

1970г. - Спецхимводоочистка и санпропускник (зд.11А,34А,55)

1971г. - Хранилище ОЗИИИ (зд.52А)

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

- 1974г. - Хранилище ТРО, ЖРО и спецгараж (зд.462,57,31,13Б)
- 1975г. - Спецпрачечная (зд.8А)
- 1976г. - Хранилище ТРО (зд.465)
- 1978г.- Участок дезактивации транспорта и контейнеров (зд.6А)
- 1979г. - Хранилище ТРО (зд.668)
- 1981г.- Хранилище ТРО (зд.668А)
- 1982г. - Участок ремонта оборудования и спецгараж (зд.32)
- 1985г. - Хранилище ТРО (зд.668Б,46)
- 1989г. - Хранилище ТРО (зд.12В)
- 1991г. - Хранилище ТРО (зд.49)
- 1995г. - Хранилище ТРО (зд.668В,45,47)
- 2010г. - Хранилище ТРО (зд.57А)

20 января 1962 года директором предприятия Кузнецовым П.И. был выпущен приказ №22 «О вводе в эксплуатацию пускового комплекса сооружений предприятия с 01 февраля 1962 года», а уже 15 февраля 1962 года предприятие приняло первые контейнеры с ТРО, 17 февраля – с ЖРО. Так началась эксплуатация многопрофильного технологического комплекса, включающего в себя: хранилище для ЖРО; хранилище для ТРО; хранилище для ОЗИИИ; спецпрачечную; спецхимводоочистку; участок дезактивации спецтранспорта, контейнеров и оборудования; лабораторию радиохимии и дозиметрической службы; котельную, ремонтные мастерские и др. вспомогательные службы.

11.01.1961г. предприятие еще было большой строительной площадкой, а штат состоял из директора и его секретаря, бухгалтера, механика, водителя и уборщицы.

Коллектив складывался из строителей, возводивших предприятие, демобилизованных участников Великой Отечественной войны, а рядом с ними молодые специалисты, как правило только что окончившие институты и техникумы, а то и просто молодежь со школьной скамьи. Среди ветеранов были – защитники Ораниенбаумского плацдарма, Москвы, воины блокадного Ленинграда, участники битвы за Сталинград, штурма Берлина и боев с Японией. Большой вклад в развитие предприятия внесли выпускники Ленинградского Технологического института.

Первым директором предприятия в период стройки был назначен ветеран войны коммунист Кузнецов Платон Иванович. Он не был специалистом в такой специфической области народного хозяйства, но благодаря своим качествам характера таким как воля, целеустремленность, ответственность и организаторские способности Платон Иванович в срок ввел в эксплуатацию предприятие.

Конечно, рядом были специалисты такие, как главный инженер Пермяков Анатолий Алексеевич, который был идеологом технического развития предприятия.

Большую роль в развитии предприятия сыграл директор Якушев Михаил Федорович, который свою карьеру начал с начальника цеха. Работал на должностях главного технолога и главного инженера. Был хорошим наставником и воспитал хороших инженеров, которые потом работали на предприятии.

Добрым словом коллектив предприятия вспоминает директора Игнатова Александра Александровича. Свою карьеру он начал из электрослесаря КиП, получил высшее образование, работал на должностях начальника цеха, главного инженера. Отдавал много время как для производства, так и для забот людей. Энтузиастом своего дела был главный инженер Друзев Сергей Андреевич. Именно он стал инициатором создания творческих молодежных коллективов, куда входили как инженеры, так и рабочие. Благодаря его заразительному энтузиазму на предприятии разрабатывались и внедрялись новые технологии по переработке радиоактивных отходов, которые работают и сейчас.

Развитие технологий переработки РАО происходило в следующей хронологии:

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

- 1961г. - Участок дезактивации транспорта и контейнеров (зд. 6)
- 1962г. - Участок дезактивации спецодежды и СИЗ (зд.8)
- 1963г. - Участок переработки ЖРО методом выпаривания (зд.10,34,11)
- 1963г. - Участок обращения с закрытыми источниками ионизирующего излучения (зд.52)
- 1970г. - Участок переработки ЖРО методом выпаривания (реконструкция) (зд.11А,34А,)
- 1971г. - Участок обращения с закрытыми источниками ионизирующего излучения (реконструкция) (зд.52А)
- 1975г. - Участок дезактивации спецодежды и СИЗ (реконструкция) (зд.8А)
- 1978г. - Участок дезактивации транспорта и контейнеров (реконструкция) (зд.6А)
- 1979г. - Участок битумирования ЖРО
- 1986г. - Участок сжигания БРО, ТРО и ЖРО (зд.30)
- 1999г. - Участок прессования и цементирования ТРО (зд.30)

В первое десятилетие в процессе переработки и хранения жидких и твердых отходов сотрудники предприятия столкнулись с проблемами (протечки, пенообразование и коррозионные процессы в технологических аппаратах и трубопроводах).

Специалисты спецкомбината, выступили инициаторами исследований в области отверждения ЖРО методами битумирования, цементирования; переработки ЖРО выпариванием; сжигания РАО; прессование ТРО; дезактивации СИЗ, контейнеров, оборудования; обращения с закрытыми радионуклидными источниками.

Результаты этих исследований воплощались в действующие опытно-промышленные установки и производственные участки.

За прошедшие годы специалистам предприятия не раз приходилось самостоятельно решать технические проблемы. Так, например, в 80-е годы на спецкомбинате по заказу Министерства ЖКХ РСФСР были разработаны, изготовлены и поставлены спецкомбинатам России транспортно-перегрузочные контейнеры типа ТПК-1 и ТПК-5.

Тогда же были разработаны основные модели специальных автомашин для перевозки твердых и жидких радиоактивных отходов (МТРО-1, МТРО-3, МТРО-4, ТС) и контейнера для транспортировки ТРО (КТО-800), находящихся в эксплуатации и в настоящее время.

В середине 80-х годов были разработаны и внедрены специальные столы контроля загрязненности спецодежды. Предприятие неоднократно участвовало в работе ВДНХ СССР и было награждено Дипломом III степени (1981 год) и I степени (1982 год), а специалисты предприятия награждены медалями ВДНХ.

В начале 80-х годов в спецпрачечной впервые в СССР были внедрены в технологии дезактивации спецодежды автоматизированные стирально-отжимные машины.

В девяностые годы активизировались международные контакты. Ведущие специалисты предприятия детально ознакомились с технологией обращения с РАО в центрах по обращению с РАО в Бельгии, Словакии, Франции, Германии, Финляндии, Швеции.

Не меньший интерес был проявлен к предприятию со стороны зарубежных стран. Среди них политики (представители различных партий и движений, дипломаты парламентарии), журналисты, руководители правительственных регулирующих органов, эксперты, технологи, экологии т. д. При финансировании правительства Японии была построена установка и проведена на ней научно-исследовательская работа по очистке ЖРО от трития.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Особо коллектив предприятия себя проявил при ликвидации последствий радиационных аварий. Одна из главнейших задач первых лет эксплуатации предприятия – ликвидация многочисленных ведомственных захоронений РАО в центральной исторической части г. Ленинграда.

Особое место заняла работа по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. Для работы на ЧАЭС были командированы специалисты. Большая работа была проведена в г. Ленинграде, где производилось обследование рынков, предприятий, квартир, вокзалов с целью выявления радиоактивных загрязнений и их ликвидации. Для дезактивации личных вещей были образованы специальные химчистки. Кроме того, на предприятии производилась дезактивация личных автомобилей, строительной и военной техники.

В рамках участия в ликвидации радиационных происшествий можно выделить два происшествия, связанные с несанкционированной разборкой средств навигационного оборудования, содержащих радиоизотопные термоэлектрические генераторы типа «Бета – М».

Первое происшествие произошло в сентябре 1999г. под г. Кингисеппом Ленинградской области. Второе происшествие произошло в марте 2003г. в районе мыса «Пихлисаар» Кингисепского района. Обстоятельство второго происшествия были осложнены тем, что источник находился под водой Финского залива. В обоих случаях коллектив предприятия достойно выполнил поставленную задачу. За что исполнители были награждены государственными наградами.

В соответствии с принятым 11 июля 2011г. ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» хранящиеся РАО были признаны удаляемыми и с 2014г. началось извлечение из хранилищ исторических РАО, приведение их к критериям приемлемости и передачи их Национальному оператору.

Интересна история изменений наименования предприятия:

- январь 1958г. Строительный объект п/я 808;
- с 15 января 1961г. переименовано в предприятие почтовый ящик п/я №26;
- с 01.06.1968г переименовано в Ленинградский Спецкомбинат;
- с 28.10.1988г. переименовано в Опытный завод Сосновоборского филиала НПО «Радиевый институт и.м. В.Г. Хлопина»;
- с 10.06.1991г. переименовано обратно в Ленинградский Спецкомбинат;
- с 26.12.1991г. переименовано в Ленинградский Спецкомбинат «Радон»;
- с 25.12.1995г. переименовано в ФГУП Ленинградский специализированный комбинат «Радон»;
- с 20.03.2008г. переименовано в ФГУП «Предприятие по обращению с радиоактивными отходами «РосРАО»;
- с 24.06.2008г переименовано в «Ленинградский филиал» ФГУП «РосРАО»;
- с 08.05.2009г. переименовано в Ленинградское отделение филиала «Северо-западный территориальный округ» ФГУП «РосРАО»;
- с 08.04.2020г. переименовано в Ленинградское отделение филиала «Северо-западный территориальный округ» ФГУП «ФЭО»;
- с 31.12.2022г. переименовано в Ленинградское отделение филиала «Северо-Западный территориальный округ» ФГУП «РАДОН», под которым наименованием и существует в настоящее время наше предприятие.

На сегодня:

- площадь промышленной площадки Ленинградского отделения составляет 41,3 га;
- в соответствии со статьей 3 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» от 04.05.1999г. №170-ФЗ предприятие отнесено к категории – пункт хранения;

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

- предприятию установлена III категории потенциальной радиационной опасности. Предприятие осуществляет свою деятельность в соответствии с действующими лицензиями:

Лицензия на обращение с РВ и РАО при их транспортировании;

Лицензия на обращение с РАО при их переработке;

Лицензия на право эксплуатации стационарного объекта, предназначенного для хранения РАО;

Лицензия на использование РВ при проведении НИОКР;

Лицензия на размещение, сооружение, эксплуатацию и вывод из эксплуатации объектов использования атомной энергии в части выполнения работ и оказания услуг эксплуатирующим организациям;

Лицензия на обращение с РАО при их хранении, переработке, транспортировании и захоронении в части выполнения работ и оказания услуг эксплуатирующим организациям;

Лицензия на проектирование и конструирование радиационных источников, пунктов хранения РВ, хранилищ РАО;

Лицензия на изготовление оборудования для ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов.

На предприятии работают установки: выпаривания, битумирования, сжигания, прессования, цементирования, а также участки дезактивации СИЗ, оборудования, контейнеров, транспорта, участок обращения с крупногабаритными контейнерами, участок обращения с закрытыми радионуклидными источниками.

Ленинградское отделение филиала «Северо-Западный территориальный округ» ФГУП «РАДОН» эксплуатирует:

- 19 хранилищ ТРО;

- 2 хранилища ОЗИИИ;

- 3 хранилища ЖРО.

На данный момент в хранилищах предприятия размещено около 65 000 м³ РАО и около 300 000 шт. ОЗИИИ.

Численность коллектив предприятия составляет около 200 человек.

Корпоративная культура предприятия существовала с момента основания предприятия. Большое внимание уделялось и уделяется сплочению коллектива, развитию профессионализма и ответственности сотрудников. На предприятии организуются различные развлекательные и спортивные мероприятия.

В 50-летний Юбилей предприятия была выпущена книга, куда вошли воспоминания работников предприятия.

Далеко не каждый коллектив может похвастаться преемственностью выработанных трудовых традиций, профессионального опыта и ответственности за порученное дело.

Оглядываясь назад, видишь, что сделано немало и с благодарностью вспоминаешь тех людей, кто был рядом!

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ФГУП "РАДОН" ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

С. М. Лащенко, Е. П. Макаров, И. И. Кадыров

ФГУП "РАДОН", Сергиев Посад, Московская область, Россия

эл. почта: EPeMakarov@radon.ru, IIKadyrov@radon.ru, SMLaschenov@radon.ru

ФГУП "РАДОН" образован согласно Постановлению Совета Министров Союза ССР в 1960 году. Его исходное наименование - Центральная станция по переработке и захоронению радиоактивных отходов.

Предприятие было создано для сбора, обработки и изоляции РАО организаций, расположенных на территории Москвы, Московской области, прилегающих 10 областей. Тем же постановлением были созданы пункты захоронения РАО для других городов Советского Союза.

В течение многих лет предприятие работало в системе коммунального хозяйства и благоустройства Москвы. С 2013 года, согласно указу Президента России, ФГУП "РАДОН" входит в состав Госкорпорации «Росатом».

РАДОН взаимодействует не только с предприятиями атомной отрасли. В переработку принимаются РАО, образующиеся в результате деятельности промышленных и сельскохозяйственных предприятий, научно - исследовательских и медицинских учреждений, воинских частей, а также РАО, относящиеся к бесхозяйным отходам.

Основной вид деятельности - сбор, транспортирование, переработка, кондиционирование РАО, образующихся на объектах различного профиля. ФГУП «РАДОН» проводит радиационный контроль стройплощадок, радиационно-опасных объектов и состояния природной среды, выполняет работы по выводу из эксплуатации радиационно-опасных объектов, дезактивации и реабилитации загрязненных территорий.

Системообразующий вид деятельности - долгосрочная изоляция РАО средней и низкой удельной активности, отработавших источников излучения.

Допустимый для передачи состав РАО и их характеристики регламентируются специальным процедурным документом «Правила передачи РАО во ФГУП "РАДОН"». Вещественный состав РАО довольно разнообразен и представлен как твёрдыми, так и жидким материалами. В передаваемых упаковках могут содержаться предметы из металла, пластика, древесины, стекла и керамики. Типичные виды отходов: загрязнённый грунт, бой строительных материалов, фильтры вентиляционных систем, отработанные ионообменные смолы. Жидкие РАО образуются в системах канализации производственных сточных вод.

Критерии приёма первичных форм РАО относятся к их упаковкам, радиологическим и физико-химическим свойствам:

- критерии отнесения материалов к классу "радиоактивные отходы" - соответствующие нормативные требования установлены постановлением Правительства РФ N 1069;
- ограничения по удельной активности РАО, допускаемых к долгосрочному хранению в пункте хранения РАО;
- общие требования к транспортируемым упаковкам РАО в первичных формах;
- специфические требования к транспортируемым упаковкам РАО различных классификационных групп согласно условиям действия лицензий и характеристикам технологических процессов для обращения с РАО.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Отдельным видом лицензируемой деятельности является транспортирование РАО. Порядок перевозок РАО установлен отдельными нормами и правилами — по внутриобъектовым перевозкам и перевозкам по внешним транспортным путям. Основным предметом норм регулирования — упаковка радиоактивного материала.

Первичные формы РАО передаются посредством упаковочных средств установленной номенклатуры, согласно Правилам передачи РАО во ФГУП "РАДОН". Применяются упаковки типа ПУ-2 (бочки, КРАД, для РАО с равномерно распределённой активностью), типа А (КМЗ, НЗК, для любых материалов, включая источники излучения), типа В для мощных источников излучения. Универсальным перевозочным средством являются большегрузные 20-футовые контейнеры. Согласно сертификату в такой контейнер могут устанавливаться по три железобетонных или металлических контейнера. Также в контейнер могут укладываться первичные упаковки на основе бочек и мягких контейнеров и неупакованные РАО. Используются контейнеры двух типов, отличающиеся по высоте, соответственно 2,3 и 1,3 метра при длине 6 метров.

Автомобили оснащаются набором инструмента и приспособлений на случай аварии и знаками информирования о грузе. За всё время работы ФГУП "РАДОН" не зафиксировано аварий с радиационно значимыми последствиями при перевозках РАО.

Переработка РАО выполняется с целью сокращения их объёма и стабилизации физико-химических характеристик. В 1960-1970 годы введены в эксплуатацию установки водоочистки, цементирования, битумирования, прессования, сжигания. В более поздние годы — установки остекловывания ЖРО, плазменной переработки, участки сортировки и фрагментирования РАО, дезактивации металлических отходов. Процессы постоянно совершенствуются.

Все технологические линии начинаются операциями входного контроля первичных форм РАО, который проводится на площадке предприятия — отправителя РАО и на площадке ФГУП "РАДОН". При прохождении каждой технологической линии первичные формы РАО преобразуются в промежуточные формы, а именно: пакеты горючих РАО, направляемые на сжигание и плазменную переработку, стальные бочки с прессуемыми РАО, зола и отверждённый шлак после термической переработки РАО, пресс-брикетты после прессования РАО. Часть отходов не пригодна для прессования и сжигания. Первичные упаковки таких отходов и упаковки, сформированные при сортировке после отделения от горючих и прессуемых РАО направляются непосредственно на кондиционирование.

Применяемые процессы постоянно совершенствуются. Например, сжигание: сначала — электропечь с вращающимся барабаном, затем камерная печь в двух модификациях, теперь — плазма. Для битумирования жидких РАО применялись котловой аппарат, двухшнековый смеситель-экструдер, позже роторно-плёночный испаритель. Сейчас плёночный аппарат действует в процессе концентрирования жидких РАО, он показан на слайде справа снизу. Плазменная переработка РАО даёт возможность совместной обработки горючих и негорючих материалов. Неорганический остаток — шлак — плавится при температуре 1200 — 1400 °С, сливается в металлические контейнеры и после охлаждения становится монолитным материалом с высокой водоустойчивостью.

Инновационный метод — кондиционирование ионообменных смол с их обезвоживанием и иммобилизацией в полимерную матрицу. В качестве матричного материала применяется эпоксидная смола.

Компактирование РАО, упакованных в 200-литровые бочки, осуществляется вместе с бочкой. Бочка последовательно сжимается в 3-х направлениях с образованием прямоугольного пресс-брикета объёмом 40-50 литров.

Процесс дезактивации металлических РАО начинается с фрагментации отходов в воздушно — изолированной рабочей камере. Для этого используются аппараты воздушно-

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

плазменной и электродуговой резки, аллигаторные ножницы. Основное оборудование процесса - дробеметные установки. Деактивация выполняется посредством механического (ударного) воздействия на фрагменты металлических РАО струи металлической дроби.

Процесс кондиционирования является конечной стадией каждой технологической линии. Продукт этого процесса - упаковка РАО, должна соответствовать критериям их приёма на захоронение. В этом процессе первичные и промежуточные формы РАО размещаются в сертифицированных металлических контейнерах КМЗ и КРАД или железобетонных контейнерах НЗК. Пустоты в упаковках среднеактивных РАО заполняются цементным матричным материалом.

Затворителем цемента является вода или низкоактивные жидкие РАО. С помощью специальных добавок можно добиться повышения пластичности цементной смеси, замедления схватывания, повышения водонепроницаемости и морозостойкости. Ввод матричного материала производится в верхнюю часть контейнера НЗК или в нижнюю часть контейнера КМЗ, что предусмотрено его конструкцией для эффективного заполнения пустот в упаковке.

Пустоты в упаковках низкоактивных РАО заполняются химически инертным сыпучим материалом, например, бентонитом или песком.

Концепцией обращения с РАО Госкорпорации Росатом на период до 2050 года предусмотрено создание региональных комплексов по переработке РАО (КП РАО). В настоящее время ведётся строительство такого комплекса на площадке Сергиево-Посадского филиала ФГУП "РАДОН". Проведены государственная экспертиза проекта, общественные слушания. Получена лицензия на сооружение.

КП РАО размещается в одном здании с размерами 50×40 метров. Комплекс предназначен для переработки и кондиционирования РАО с получением их форм, пригодных для передачи на захоронение по современным нормам. Технологическая схема процесса включает операции сортировки и фрагментации первичных форм РАО, их сжигания, прессования и иммобилизации в матричный материал с получением упаковок кондиционированных форм. Производительность КП РАО – 3000 м³ в год. 1/10 часть этого объёма относится к среднеактивным РАО.

После переработки и кондиционирования РАО значительно снижается потенциал к рассеянию радиоактивных загрязнений в геологической и биологической среде пункта захоронения РАО.

Для передачи РАО на захоронение необходимо располагать детальными сведениями о характеристиках РАО. Нужно доказать документально, что эти характеристики отвечают критериям приемлемости.

Основным источником данных являются сопроводительные документы, подготовленные организацией, где образовались РАО — акты передачи, паспорта упаковок. Но если отходы были собраны задолго до их передачи, то необходимые данные могут быть недостаточными даже в организации — объекте образования РАО. Некоторые свойства РАО можно определить без вскрытия упаковок, путём неразрушающего контроля с проведением измерений гамма-спектрометрическим оборудованием. Другие свойства – только путём отбора и анализа проб. Есть проблема количественного определения сложно детектируемых радионуклидов, альфа- и бета-излучателей.

В составе предприятия действует лаборатория, выполняющая радиохимические, физико-химические анализы проб различных сред. Лаборатория аккредитована в установленном порядке. Проверка средств измерений и аттестация методик проводится метрологической службой, аккредитованной в области обеспечения единства измерений.

Жидкие РАО поступают на предприятие от разных отправителей и также образуются при эксплуатации спецканализации и дренажных систем. Система очистки сточных вод

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

действует с первых лет работы предприятия. В зависимости от характеристик жидких отходов применяются разные методы, в том числе концентрирование, механическая фильтрация, ионный обмен, обратный осмос. Для концентрирования жидких РАО применяется роторно-плёночный испаритель.

Оборудование работает с применением разнообразных фильтрующих и сорбирующих материалов: дроблёный керамзит, кварцевый песок, активированный уголь, нетканый материал Мегасорб, катионит, анионит, обратноосмотические мембранные элементы.

Концентрирование продукта обратноосмотического процесса ведётся посредством выпарной установки с тепловым насосом, работающем на фреоне. За счёт глубокого разрежения вода кипит в этом аппарате при температуре не более 45 °С.

Первичные жидкие РАО от отправителей и концентраты из системы водоочистки отверждаются методом цементирования.

ФГУП "РАДОН" продолжает осуществлять свою первоначально назначенную функцию — долгосрочное хранение РАО. Основная характеристика хранилищ РАО — их изолирующие свойства. Сооружения должны препятствовать миграции радионуклидов во внешнюю среду и при этом быть устойчивыми к внешним воздействиям. На полигоне расположено почти 50 хранилищ РАО. Большая часть хранилищ построена в виде заглублённых в грунт железобетонных сооружений вместимостью около 5000 куб. метров (Рис.4). Полость хранилищ разделена на отсеки вертикальными перегородками. Объём отсека — около 400 м³. Толщина стен: 400 – 600 мм. Некоторые заглублённые хранилища выполнены в двухрусной компоновке, с наземной частью.

В отдельном сооружении действуют хранилища отработавших источников излучения и среднеактивных отходов от эксплуатации исследовательских реакторов.

Новой функцией ФГУП "РАДОН" является вывод из эксплуатации радиационных объектов. В рамках деятельности по эксплуатации пункта хранения РАО Научно - производственный комплекс - Сергиево - Посадский филиал ФГУП "РАДОН" (НПК-СПФ) проводит в последние годы подготовку к выводу из эксплуатации отдельных объектов. Накоплен опыт безопасного извлечения и кондиционирования РАО из ранее заполненных хранилищ. Работы проведены на хранилище жидких РАО и трёх хранилищах твёрдых РАО.

Предварительно проводится обследование объекта, разрабатывается проект производства работ, готовятся аналитические материалы и расчёты, обосновывающие безопасность планируемых работ. Это необходимо для внесения изменений в отчёт по обоснованию безопасности объекта и в условия действия лицензии для корректировки перечня разрешённых видов работ.

Долгосрочное хранение РАО выполняется с применением металлических и железобетонных контейнеров объёмом 1,5 м³ или 3,0 м³. Согласно современным нормативным требованиям при хранении отходов следует применять:

- сертифицированные контейнеры;
- адресное складирование упаковок;
- строительные конструкции, дающие надёжную защиту от проникновения атмосферных осадков, поверхностных и подземных вод;
- способ складирования упаковок, обеспечивающий возможность их извлечения;
- средства дезактивации внутренних поверхностей хранилища;
- процедуры осмотра, ревизии упаковок ТРО;
- сбор и удаление влаги из хранилища;
- вентиляцию помещений;
- радиационный контроль в помещениях.

Этим требованиям отвечают все сооружения, в которых в настоящее время ведутся грузовые операции и хранение РАО. Требование в отношении адресного хранения РАО

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

реализуется так: наряду с радиологическими и прочими свойствами РАО, в учётной базе данных фиксируется местоположение каждой упаковки, например, для нового хранилища это «модуль, отсек, ряд, ярус, место».

Пункт хранения РАО (ПХРО) включает комплекс приповерхностных сооружений и з сборного или монолитного железобетона, технологические хранилища жидких РАО, хранилища источников излучения, технологические здания для переработки РАО, инженерные сооружения, обеспечивающие функционирование ПХРО, дренажную систему, дороги, подъездные пути. Действует комплексный регламент по эксплуатации ПХРО.

Согласно постановлению Правительства РФ от 25.07.2012 N 767 была проведена первичная регистрация накопленных РАО и пунктов их хранения. Каждому хранилищу присвоен статус «Пункт долговременного хранения РАО». Решение об отнесении РАО к особым или удаляемым отложено до 2030 года.

Участок размещения хранилищ РАО детально изучен, в том числе его геология, гидрогеология, тектонические и сейсмические свойства. Участок расположен в наиболее высокой точке Клинско-Дмитровской гряды, имеет подходящее геологическое строение: преобладают малопроницаемые породы - глина, суглинки мощностью 70 м.

Безопасность объекта обеспечивается средствами службы радиационной безопасности и мониторинга ближнего и дальнего поля хранилищ, оценками радиационного воздействия на персонал при нормальной работе и её нарушениях.

Проведено исследование, направленное на сравнительную оценку вариантов вывода хранилищ из эксплуатации, либо их преобразования в объекты бессрочной изоляции РАО.

Институтом проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии Наук (ИБРАЭ РАН) проведено исследование по теме «Разработка комплекса мер для осуществления ФГУП «Радон» деятельности по обращению с накопленными РАО на основе оценок долговременной безопасности систем размещения РАО». Исходный материал был представлен учётными данными по накопленным РАО в отдельных сооружениях НПК-СПФ и результатами мониторинга площадки. Исследование направлено на определение стратегии обращения с накопленными РАО в каждом отдельном хранилище. Выпущен многотомный отчёт.

Проведена оценка альтернативных вариантов захоронения накопленных РАО, по месту или с перемещением на другой объект. В процессе работ выполнены:

- сравнительная стоимостная оценка реализации вариантов вывода объектов из эксплуатации или преобразования хранилищ в объекты для бессрочной изоляции РАО;
- сравнительная оценка доз облучения персонала при выполнении этих работ;
- рекомендации по будущему статусу конкретных хранилищ;
- оценка допустимых пределов по активности РАО, которые можно размещать в действующих сооружениях, а также в новом гипотетическом объекте.

Все виды деятельности осуществляются в соответствии с нормативными требованиями и требованиями процедурных документов, технологических регламентов, инструкций, программ обеспечения качества.

В отчётах по обоснованию безопасности предприятия приводятся оценки радиационного воздействия его деятельности при нормальной работе и нарушениях на персонал и население. При этом анализируются последствия нарушений по широкому спектру различных сценариев.

Недавно ИБРАЭ РАН выполнен анализ запроектных аварий на площадке Сергиево - Посадского филиала ФГУП "РАДОН". Расчёты выполнены для гипотетических аварий, вызванных смерчем высокой интенсивности и падением самолёта на наземное хранилище РАО. Общий результат состоит в том, что рассмотренные запроектные аварии не вызовут

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

превышений основных дозовых пределов для персонала и не повлияют на условия нормальной жизнедеятельности населения.

Профессионализм специалистов предприятия нашёл применение не только при исполнении своих основных обязанностей, но и за пределами производственной площадки. Некоторые примеры:

- участие в исследовательских программах, семинарах, рабочих встречах, проводимых Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ), участие в разработке стандартов МАГАТЭ;
- восстановительные работы на хранилище РАО в Армении после Спитакского землетрясения 1988 года;
- мониторинг территорий в районе расположения Чернобыльской АЭС;
- работы по очистке жидких РАО посредством установки Аква-Экспресс в России, Бангладеш, Иране, Сирии, Сербии, Узбекистане, Азербайджане, Румынии, Республике Беларусь.

Предприятие имеет 65-летний опыт выполнения широкого комплекса работ по обращению с РАО — от сбора и перевозки до их долговременного хранения и передачи на захоронение. Многолетние данные планового радиационного мониторинга и научно - исследовательских работ показывают, что хранилища РАО не являются источником радиоактивного загрязнения атмосферного воздуха, водотоков и водоемов, почв и растительности в концентрациях, превышающих установленные контрольные уровни. Не выявлено факторов, свидетельствующих о возможном ухудшении существующей ситуации.

Технические средства для перевозки, переработки и кондиционирования РАО постоянно совершенствуются. Предпринимаются систематические меры по улучшению эксплуатационных качеств "старых" объектов.

ИЗВЛЕЧЕНИЕ И СОРТИРОВКА ТРО, РАЗМЕЩЕННЫХ НАВАЛЬНЫМ СПОСОБОМ В ОТСЕКАХ ХТРО

И. А. Лелявин

*Ленинградское отделение филиала «Северо-Западный территориальный округ» федерального государственного унитарного предприятия «Объединенный эколого-технологический и научно-исследовательский центр по обезвреживанию РАО и охране окружающей среды» (ФГУП «РАДОН»), Сосновый Бор, Ленинградская область, Россия
эл. почта: IgALelyavin@radon.ru*

В соответствии с требованиями Федерального закона Российской Федерации от 11 июля 2011 г. N 190-ФЗ "Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации": «Ст. 24. Накопленные радиоактивные отходы, отнесенные к удаляемым радиоактивным отходам, должны быть извлечены, переработаны, кондиционированы и захоронены». Между тем, основной объем «исторических РАО» признанных удаляемыми на данный момент хранится навалым способом, что требует проведения работ по их извлечению и последующему приведению к критериям приемлемости.

Ленинградское отделение филиала «Северо-Западный территориальный округ» федерального государственного унитарного предприятия «Объединенный эколого-технологический и научно-исследовательский центр по обезвреживанию РАО и охране

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

окружающей среды» (ФГУП «РАДОН») начиная с 2011 года проводит работы по извлечению ТРО, размещенных навальным способом в отсеках ХТРО. С учетом накопленного опыта разработана технология извлечения ТРО хранящихся навальным способом с минимальным радиационным воздействием на персонал и окружающую среду. Выполнены такие крупные работы, как:

- Вывод из эксплуатации хранилищ пункта хранения радиоактивных отходов Мурманского отделения филиала «Северо-западный территориальный округ» ФГУП «РосРАО»;

- Извлечение, приведение к критериям приемлемости для захоронения радиоактивных отходов, находящихся в федеральной собственности, размещенных в Ленинградском отделении филиала «Северо-Западный территориальный округ» ФГУП «РАДОН» (здания 12А и 12В);

- Извлечение РАО из хранилища корпуса № 311 на территории бывшего радиохимического производства федерального государственного унитарного предприятия «Российский научный центр «Прикладная химия».

Все работы по извлечению РАО производились в хранилищах в виде приповерхностных сооружений, с хранящимися навалом в каньонах (отсеках) ТРО, имеющих технологический зал, защищающий место проведения работ от атмосферных осадков и оборудованных кран-балкой.

Безопасность при выполнении работ обеспечивается соблюдением норм и правил в области обеспечения радиационной безопасности на каждом этапе проведения работ по извлечению, переработке, кондиционированию и захоронению РАО:

- подготовка рабочей и исполнительной документации на выполнение работ по извлечению ТРО;

- создание инфраструктуры для извлечения РАО (строительные, ремонтные, пусконаладочные работы);

- получение разрешительных документов (СЭЗ, лицензия) на выполнение работ по извлечению ТРО;

- извлечение ТРО из отсеков ХТРО;

- сортировка извлеченных ТРО;

- кондиционирование извлеченных ТРО;

- передача ТРО во ФГУП «НО РАО» на захоронение.

Принципиальная схема обращения с ТРО при извлечении представлена на рисунке 1.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

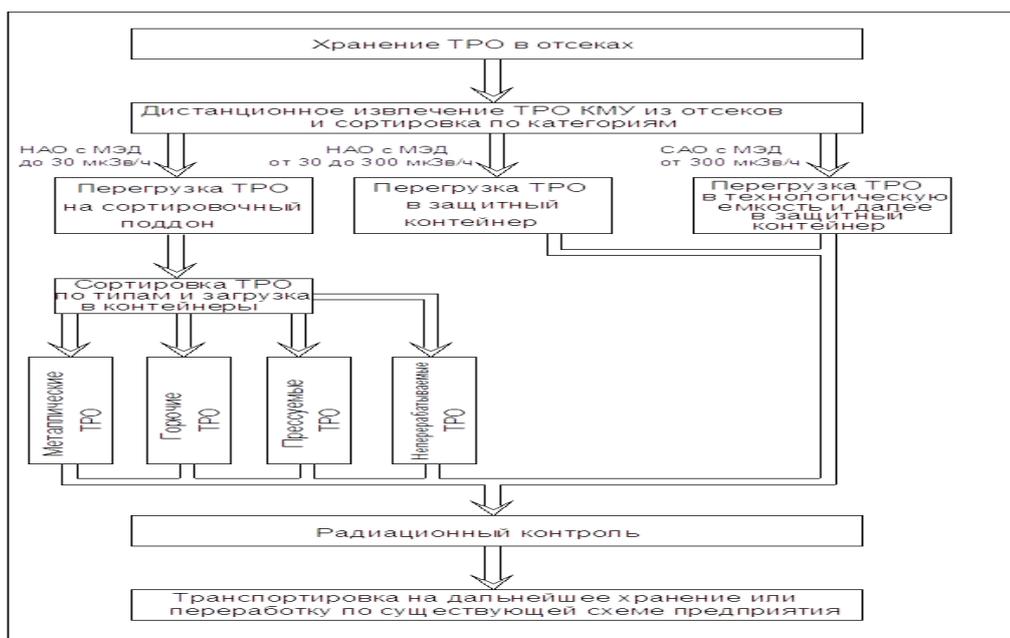


Рис.1 - Принципиальная схема обращения с ТРО.

Этапы проведения работ по извлечению.

ТРО извлекаются, с учетом величины МЭД, дистанционно с поста управления ГМУ с использованием грейферного захвата:

- мешки с ТРО категории НАО до 30 мкЗв/ч выгружаются на металлический поддон для сортировки. На поддон выгружается не более 200 кг ТРО (<0,5 м3). В процессе извлечения ТРО проводится пылеподавление;

- мешки с ТРО категории НАО в интервале от 30 мкЗв/ч до 300 мкЗв/ч выгружаются в специальный защитный контейнер типа ЖБУ, использующийся на предприятии;

- мешки с ТРО категории САО с МЭД от 300 мЗв/ч загружаются в специальную технологическую емкость для САО. Далее производится установка технологической емкости для САО в контейнер НЗК-МР с использованием существующего крана грузоподъемностью 5 т в транспортном въезде.

Сортировка ТРО категории НАО.

Сортировка ТРО категории НАО проводится на передвижном металлическом поддоне.

На передвижном металлическом поддоне упаковки вскрываются, и проводится сортировка ТРО по морфологическому составу:

- металлические отходы;
- горючие отходы;
- прессуемые отходы;
- неперерабатываемые (строительный мусор) отходы.

Переработка и кондиционирование ТРО осуществляется в соответствии с имеющимися на предприятии технологиями.

Финальным этапом обращения с РАО является передача их на захоронение в ФГУП «НО РАО».

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

СОСТОЯНИЕ РАБОТ ПО ДОИЗУЧЕНИЮ СВОЙСТВ СИСТЕМЫ ЕСТЕСТВЕННЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПГЗРО

В. С. Гупало, Д. А. Озерский, П. А. Блохин

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук,
Москва, Россия*

эл. почта: gupalo@ibrae.ac.ru

Исследовательские работы, направленные на оценку пригодности участка Енисейский для сооружения пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) ведутся с 2002 г. В период 2002-2010 гг и 2011-2015 гг выполнены геологоразведочные работы поисковой и оценочной стадий. Их цели и задачи обусловили преобладание геофизических и буровых методов изучения в общем комплексе работ. В ходе этих работ было пробурено 16 глубоких (до 700 м) скважин, расположенных в непосредственной близости от проектной зоны размещения ПГЗРО.

По результатам выполненных работ заключением Комиссии ФБУ «ГКЗ» от 3 февраля 2016 года подтверждено, что по своим геологическим, гидрогеологическим, тектоническим и сейсмическим условиям участок «Енисейский» является потенциально пригодным для глубинного захоронения радиоактивных отходов.

Наряду с этим в ходе рассмотрения геологических материалов определены вопросы, требующие дальнейшего доизучения. Они включают следующие рекомендации:

Выполнить разведочные работы на площади участка «Енисейский» в ходе которых провести:

- геологическое картирование и составление карты поверхности участка с целью наиболее точного выявления тектонических нарушений;
- более детальную высокоточную цифровую магнитную съемку на участке строительства, с последующей глубокой обработкой и созданием объемной модели массива.

1. В период строительства и проведения опытно-эксплуатационных работ провести исследования с целью уточнения следующих показателей:

- геологического строения массива и дизъюнктивной тектоники;
- гидрогеологических характеристик массива горных пород в плане и по глубине;
- изменения рН-Eh подземных вод по глубине;
- изменения возраста подземных вод по глубине;
- геотермического градиента в массиве горных пород;
- коэффициентов и скоростей фильтрации подземных вод по зонам тектонических нарушений;
- объемов водопритоков по интервалам глубин;
- распределения и размеров трещин по глубине;
- петрографического состава горных пород;
- физико-механических и теплофизических характеристик горных пород;
- параметров напряженно-деформированного состояния в массиве горных пород;
- параметров зон трещиноватости и характеристик материалов-заполнителей трещин;
- сорбционно-миграционных характеристик пород и материалов-заполнителей трещин.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

2. Уточнить геологическое строение, гидрогеологические условия и геоэкологическую обстановку на вероятных путях миграции радионуклидов, начиная от промышленной площадки и заканчивая областями разгрузки загрязненных подземных вод.

Экспертиза Ростехнадзора, проводившаяся в 2016 году в рамках лицензирования деятельности ФГУП «НО РАО» по созданию ПЗРО, также определила необходимость доизучения условий участка и района размещения. По результатам экспертизы заявителю рекомендовано:

- провести исследования по обоснованию приуроченности участка «Енисейский» к монолитному блоку;

- выполнить доизучение геологического строения, структурно-тектонических условий района в соответствующем масштабе, позволяющем корректно их оценить, в соответствии с нормативными требованиями, применяемыми при геологических съемках, проектировании и сооружении общепромышленных объектов;

- продолжить инженерно-геологические изыскания и исследования, в том числе в рамках исследований в подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ), в целях уточнения инженерно-геологических условий размещения площадки ПЗРО;

- продолжить исследования гидрогеологических условий размещения ПЗРО по глубоким скважинам разведочного бурения и уточнить описание гидрогеологических условий района и площадки размещения;

- провести исследования для конкретных условий размещения ПЗРО с целью уточнения параметров, используемых в расчетных моделях, в том числе:

- пределов растворимости элементов в поровой воде инженерных барьеров;

- скоростей выщелачивания радионуклидов из РАО;

- коэффициентов межфазного распределения радионуклидов в материалах инженерных барьеров и геологических породах для всех значимых радионуклидов;

- в период сооружения ПИЛ уточнить план комплексных исследований деформационных характеристик массива горных работ с натурными замерами напряжений и деформаций в техногенно-измененном массиве и др.

- Это определило необходимость проведения работ по доизучению условий размещения ПЗРО в пределах площадки его размещения, а также зоны потенциального влияния – по направлению линий разгрузки подземных вод.

Разработанный в соответствии с вышеприведенными задачами проект разведочной стадии геологоразведочных работ (ГРР) предусматривает выполнение:

- комплекса буровых и геофизических работ, а также работ по геологической документации выработок при их проходке, выполняемых с целью детализации геологического строения и уточнения объемной геологической модели массива пород – в пределах участка сооружения ПИЛ; прослеживания и комплексного изучения разрывных нарушений и зон повышенной трещиноватости, предполагаемых по результатам ранее проведенных крупномасштабных геофизических исследований и геоморфологического дешифрирования – в пределах зоны потенциального влияния ПЗРО;

- комплекса опытно-фильтрационных работ, которые в сочетании с данными режимных гидрогеологических наблюдений должны позволить детализировать характеристики развитых в пределах площадки и в районе размещения ПЗРО водоносных комплексов, разделяющих их водонепроницаемых блоков пород, уточнить направление и скорость потока подземных вод, их режим и химический состав;

- работ геотехнического направления, направленных на уточнение характеристик выделенных инженерно-геологических элементов, в т.ч. в техногенно-

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

измененном массиве, оценку воздействия горнопроходческих работ на породный массив, его физико-механические свойства и проницаемость, обоснование устойчивости горных пород при функционировании ПГЗРО;

– гидрогеохимических исследований, выполняемых в ходе буровых работ и работ научного сопровождения проходки и направленных на уточнение наличия гидравлических связей между трещинными водами и приповерхностными водоносными горизонтами, водными объектами, а также выявление возможных связей трещинных коллекторов по ионно-солевому составу и геохимическому типу подземных вод, получение данных по возрасту подземных вод из разных формаций и трещинных систем для определения наличия открытого канала транспорта и прогнозирования миграционного потенциала геологической среды в целевых и связанных с ними интервалах.

Расположение участков проведения работ по проекту ГРП приведено на Рис. 1.

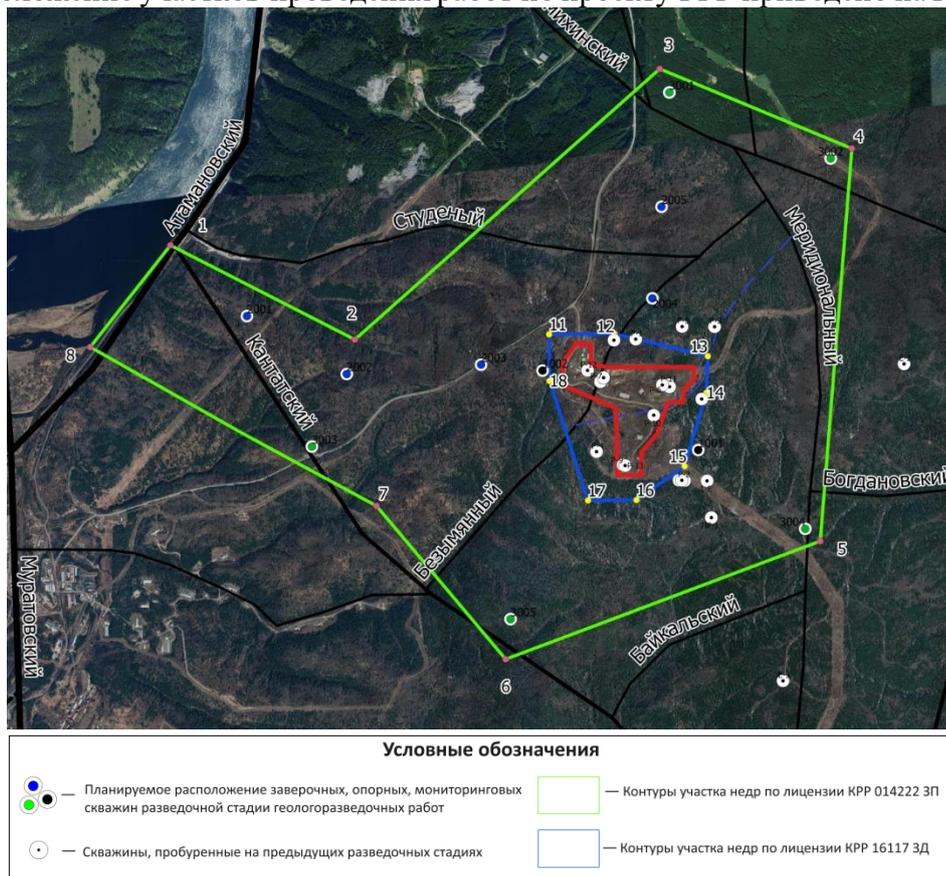


Рис.1 - Контуры лицензионных площадей, предоставленных ФГУП «НО РАО» для разведочных и строительных работ

Наряду с геологоразведочными работами по проекту ГРП особенности создаваемого объекта определили необходимость проведения узкоспециализированных исследований, выполняемых нестандартными методами и необходимых для определения параметров массива, соответствующих требованиям оценок долговременной безопасности. Комплекс этих исследований выполняется в рамках программ научного сопровождения работ по проекту ПГЗРО, соответствует направлениям работ по проекту ГРП и включает:

3. Разработку методов и оборудования, необходимых для изучения особенностей слабопроницаемой толщи архейских пород в глубоких скважинах, а также выполнения работ научного сопровождения проходки:

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Впервые на участке применены методы акустического, волнового акустического и оптического каротажей, которые дополняют данные традиционных геофизических исследований скважин и геологической документации керна. Практика выполненных работ показала, что геологические и геофизические методы изучения керна скважин характеризуются недостаточной информативностью для условий участка Енисейский. Методы акустического, волнового акустического и оптического ориентированных каротажей фиксируют трещины, разрывные нарушения, зоны повышенной трещиноватости, проницаемости и прожилки (без определения их минерального состава), их ориентацию в пространстве.

Также впервые для Енисейского участка применена технология ориентированного бурения и обработки получаемых данных, позволяющая установить элементы залегания контактов геологических тел, метаморфической полосчатости. Совместное использование замеров в ориентированном керне, данных акустического и оптического ориентированных каротажей впервые позволили установить элементы залегания и кинематический тип каждого разрывного нарушения [4]. В структурном строении участка преобладают дизъюнктивы ортогональной ориентировки, т.е. субмеридионального (падающие на восток под углами 50-85°) и субширотного (с южным направлением падения под углами 55-80°) направлений. Подчиненное значение имеют разрывы и крупные трещины диагонального – северо-восточного и северо-западного простирания. Предполагается присутствие пологозалегающих разрывных нарушений. В части интрузивных образований в геологическом строении участка размещения широко развиты дайки субмеридионального и северо-восточного, в меньшей степени - субширотного простирания при разнообразных углах падения. Дайки различного состава и возраста использовали для своего внедрения ранее существовавшие трещинные и разрывные структуры, испытывавшие приоткрывание перед внедрением магматического расплава.

На базе скважин Р-8, С-1 и С-5 отработана технология поинтервальных опытно-фильтрационных работ (Рис. 2). В процессе камеральной обработки результатов ОФР было использовано несколько методов расчетов фильтрационных показателей, включая методику, применявшуюся для Forsmark, Olkiluoto (Финляндия). Благодаря современному исследовательскому оборудованию, разработанному и сконструированному ИБРАЭ РАН, определено, что показатели проницаемости массива, полученные в 2010-2014 гг. в ходе геологического изучения участка, завышены по отношению к результатам ОФР текущего периода - в обследованных скважинах целевой интервал глубин сформирован практически водонепроницаемыми породами [5]. Одновременно с проведением ОФР была разработана технология отбора проб подземных вод с отдельных участков массива.

Отработаны методы и оборудование, планируемые к применению в ходе работ научного сопровождения горнопроходческих работ, включающие видеокаротажные обследования и ультразвуковой каротаж стволов скважин в сухом и водонасыщенном состоянии; поинтервальные нагнетания в изолированные участки скважин, пробуренных из горных выработок [6,7]. Проведено тестирование в полевых условиях приборного парка для производства измерений, отработано выполнение подготовительных, непосредственно измерительных работ, выполнен выбор наиболее результативных методик обработки полевых данных.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

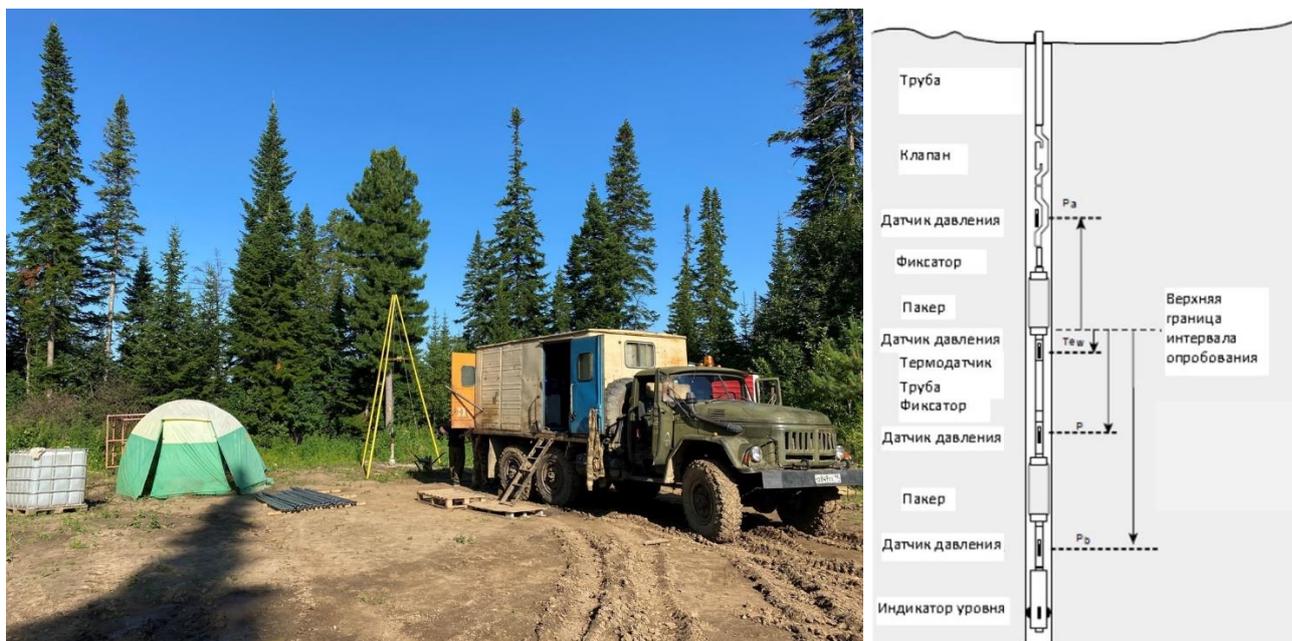


Рис. 2 - Общий вид участка работ по отработке технологии поинтервальных ОФР, включая отбор проб подземных вод из слабопроницаемой толщи архейских пород

Предложен и применен способ обнаружения и характеристики водопрводящих зон в горном массиве, основанный на применении метода дифференциального термокаротажа скважин и использующий связь параметров квазистационарного гидрогеотермического режима, формируемого в необсаженной скважине, с фильтрационно-емкостными свойствами пород горного массива (Рис. 3). Установлена высокая чувствительность параметров квазистационарного гидрогеотермического режима к гидрогеологической неоднородности и зонам повышенной трещиноватости горного массива. Выполнена численная реконструкция теплового поля в окрестности скважины (с учетом фильтрации и данных о палеоклимате), показавшая, что комплексирование методов геотермии с современными методами моделирования процессов тепло- и массопереноса в горных массивах позволяет существенно дополнить представления о гидрогеологических условиях на участках бурения скважин.

4. Проведение лабораторных исследований, направленных на уточнение показателей задерживающих свойств пород и связанных с изучением петрографических особенностей зон разрывных нарушений, поверхностных и объемных коэффициентов межфазного распределения радионуклидов, процессов матричной диффузии радионуклидов, состава микробиологического сообщества, а также уточнением комплекса тепловых и деформационных свойств пород, необходимых для прогнозирования термомеханических процессов на различных этапах функционирования объекта:

В результате изучения параметров отдельных трещин и зон трещиноватости, включая их генезис, залеченность, раскрытость, удельную поверхность, химический и минеральный состав заполнителя сформирована классификация разрывных нарушений массива, выдвинуты предположения о последовательности их появления. Это в совокупности с данными предшествующих этапов геологического изучения участка Енисейский и района его расположения легло в основу классификации разрывных нарушений по проницаемости, а также послужило основой для актуализации моделей геологического и структурно-тектонических условий участка.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

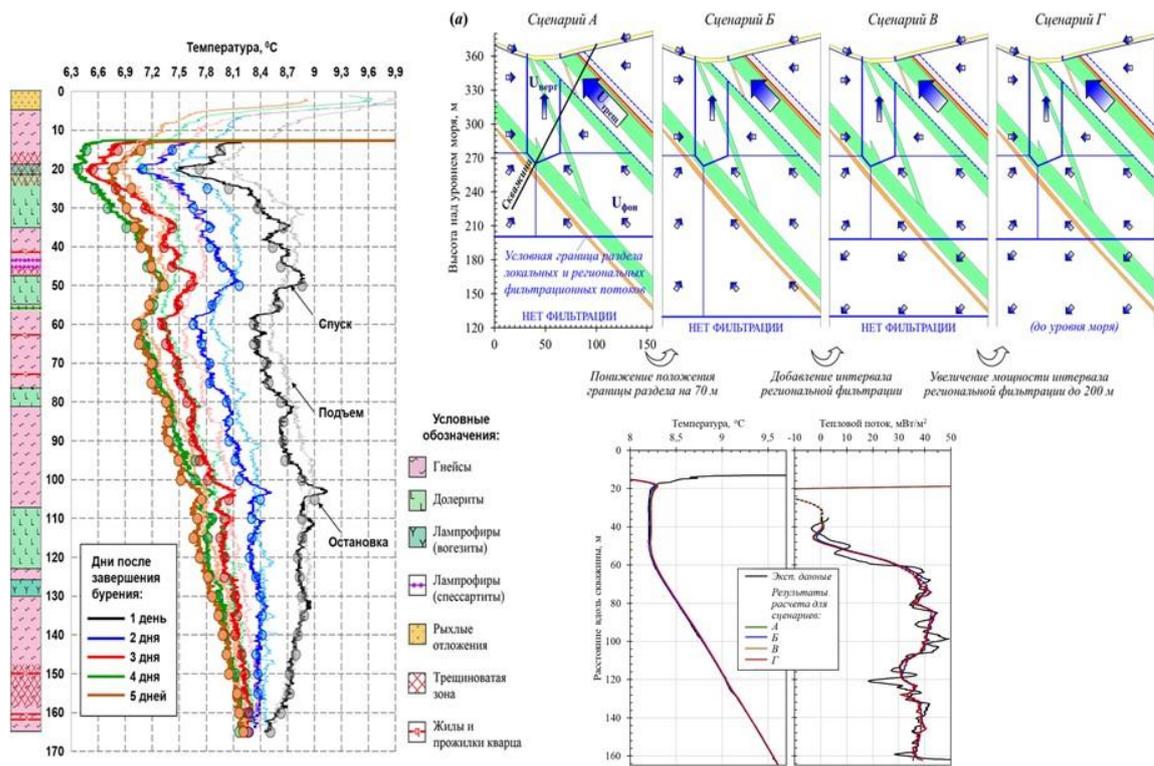


Рис. 3 - Отработка подходов для выделения и характеристики зон повышенной трещиноватости в горном массиве на основе определений значений вертикальной плотности теплового потока

На основе изученных поверхностных и объемных коэффициентов межфазного распределения радионуклидов для образцов горных пород и материалов заполнителей водопроводящих трещин с учетом химического состава подземных вод уточнены показатели задерживающих свойств различных элементов массива. Для прогнозирования миграции радионуклидов в пределах массива горных пород участка «Енисейский» дальнейшие исследования целесообразно сосредоточить на полевом изучении «омоложенных» палеодеформациями (по которым в течение длительного времени развивались разнообразные гидротермальные и гипергенные процессы) зон дробления и катаклаза с точки зрения их расположения, заполнения и проницаемости, а также на экспериментальном изучении барьерных свойств заполнителя этих зон по отношению к миграции актуальных радионуклидов.

Результаты исследования состава микробиологического сообщества в пробах вод и горных пород показали, что в пробах воды и керн, отобранных с глубины около 100 м обнаружено разнообразное микробного сообщества, включающее бактерии цикла серы, железа и способных образовывать газы. Это определяет необходимость учета вклада биологических процессов при оценках длительной безопасности ПГЗРО. Полученные данные дополняют ранее выполненные исследования по оценке биологического разнообразия проб, отобранных из верхней зоны разреза. Сравнивая разнообразие микроорганизмов на разных глубинах, можно отметить тенденцию снижения с глубиной вклада аэробной микрофлоры и увеличение доли анаэробных микроорганизмов цикла серы и железа. На следующих этапах работы целесообразно продолжение проведения детального анализа свежесобранных проб с объектовой глубины, и из зон трещиноватости с использованием подходов полногеномного секвенирования, позволяющего выявить не только таксономический состав сообщества, но и установить ключевые функциональные

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

гены, ответственные за различные процессы. Данные исследования позволят получить более полное представление о микробиоме горного массива, построить карту распределения микробных сообществ в массиве и получить возможность проведения корреляции параметров микробного разнообразия с геохимическими и минералогическими данными.

Проведенные исследования с применением технологии непрерывного теплофизического профилирования керна, создания 3D разверток теплофизических свойств для полноразмерных образцов, а также традиционных методов определения теплофизических показателей горных пород позволили получить данные о полном комплексе тепловых свойств всех типов пород разреза, их вариациях, обусловленных изменениями минерального состава пород, а также их изменении под воздействием повышенных температур – при нагреве пород до 200° С.

Ведутся работы по определению коэффициентов матричной диффузии. Количественные оценки радиологического воздействия ПГЗРО показывают, что важными параметрами, влияющими на долговременную безопасность изоляции плохо сорбируемых радионуклидов, являются коэффициенты матричной диффузии - определяющие задержку и распределение во времени интенсивности выхода радионуклидов в биосферу, а также пределы растворимости радионуклидов - определяющие интенсивность выноса радионуклидов непосредственно из ВАО. Указанные пределы растворимости определяются окислительно-восстановительными условиями в ближней зоне ПГЗРО, которые, в свою очередь, напрямую связаны с химическим составом подземных вод на целевом горизонте вмещающих ПГЗРО горных пород. В настоящее время запущен комплекс работ, направленный на определение указанных показателей.

5. Формирование геоинформационной базы данных.

По итогу обработки данных, получаемых в ходе работ ГРП, а также работ научного руководителя выполняется комплексная переинтерпретация структурно-тектонических гидрогеологических, геотехнических условий площадки и района размещения. Для этого получаемая информация представляется в виде пространственной базы данных, обеспечивающей систематический сбор знаний в единой геоинформационной среде. База данных предполагает отражение результатов полного цикла исследований и является, в том числе, инструментарием для решения проблем неопределенностей при интерпретации данных, полученных различными методами, а также единым источником исходных данных для дальнейших исследований и моделирования долговременной безопасности.

Таким образом, целью проводимого в настоящее время комплекса исследовательских работ является получение уточненных сведений о геологических, гидрогеологических, геодинамических и сейсмических условиях участка недр для размещения ПГЗРО, удовлетворяющих по своей полноте и детальности требованиям нормативных документов (НП 100-17, НП-055-14, НП-064-05), а также рекомендаций стандартов МАГАТЭ (SSR-5, SSG-14, SSG-23).

Полученные в результате этих работ данные составят необходимую основу для прогнозов долговременной безопасности ПГЗРО. Окончательные оценки пригодности массива для глубинного захоронения РАО 1 и 2-го классов на участке Енисейский будут сделаны по результатам исследований в подземной исследовательской лаборатории, необходимых для подтверждения особенностей взаимодействия системы инженерных и природных барьеров безопасности, верификации созданных математических моделей, оценки влияния горнопроходческих работ на изменение изоляционных свойств породного массива и др.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

ЛИТЕРАТУРА

1. Озерский А.Ю., Заблоцкий К.А. Геологические исследования (поисковая стадия) объекта окончательной изоляции радиоактивных отходов на Нижнеканском массиве (участок Енисейский). ОАО «Красноярскгеология». Красноярск, 2010.
2. Озерский А.Ю., Заблоцкий К.А. Геологические исследования (оценочная стадия) объекта окончательной изоляции радиоактивных отходов на Нижне-Канском массиве (участок «Енисейский»). ОАО «Красноярскгеология», Красноярск, 2011.
3. Озерский Д. А., Гупало В. С., Казаков К. С., Неуважаев Г. Д. Изучение параметров геологического массива в рамках создания и эксплуатации подземной исследовательской лаборатории на участке «Енисейский» в Красноярском крае // Радиоактивные отходы. 2022. № 4 (21). С. 78—89.
4. Морозов О. А. Разведочное бурение с отбором ориентированного керна на участке «Енисейский»: первые результаты // Радиоактивные отходы. 2024. № 2 (27). С. 69—79. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-2-69-79.
5. Озерский Д.А., Иванова Т.П., Пушкарева О.В., Казаков К.С., Лозовой А.И. Состояние, проблемы и задачи гидрогеологического изучения участка захоронения радиоактивных отходов в южной части Енисейского кряжа / Геология и недропользование, Москва, № 4, 2021. С. 96-104.
6. Сигаев А.Д., Озерский Д. А., Казаков К. С. Первичная геологическая документация при научном сопровождении проходки стволов подземной исследовательской лаборатории // Сборник материалов первой отраслевой конференции «Стволы России - 2023», г. Санкт-Петербург, С1–24.
7. Гупало В. С., Печатников В. А., Шрамко И. В., Николенко П. В., Чумаков А. А., Неуважаев Г. Д. Отработка методов и оборудования, планируемых к применению в ходе выполнения исследований при проходке выработок подземной исследовательской лаборатории// Радиоактивные отходы. 2025. № 1 (30). С. 88—97. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-1-88-97.

АНАЛИЗ ПРАКТИКИ ПАСПОРТИЗАЦИИ РАО В КОНТЕКСТЕ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ТРЕБОВАНИЙ ПО ДОЛГОВРЕМЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

В. А. Сердечная

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: vas@ibrae.ac.ru

Согласно требованиям федерального законодательства [1, 2] РАО, отправляемые на захоронение, должны быть приведены в соответствие общим (НП-093-14 [3]) и частным (для конкретного ПЗРО) критериям приемлемости и переданы Национальному оператору по обращению с РАО, при этом на каждую упаковку передаваемых отходов должен быть составлен паспорт, содержащий информацию о ее основных характеристиках.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

В настоящий момент практика захоронения РАО не получила широкого распространения из-за отсутствия достаточных мощностей ПЗРО, поэтому отходы размещают на временное хранение. Это может привести к тому, что соответствующие недостатки (ошибки в паспортах, обусловленные отсутствием необходимого оборудования, недостаточной квалификацией сотрудников, а также большим объемом бумажной информации) будут обнаружены через достаточно длительное время после передачи РАО Национальному оператору, что в свою очередь создаст неопределенности в вопросе принятия отходов на захоронение или их фактического захоронения (если документальная приемка РАО на захоронение уже состоялась).

Паспорт РАО является основным учетным документом, в котором содержатся все необходимые учетные данные (ст. 7 ПП РФ № 542 [4]), составляется на каждую упаковку организацией, осуществившей кондиционирование радиоактивных отходов, и подлежит бессрочному хранению.

Оформление паспорта РАО производится при:

- образовании учетной единицы;
- переводе РВ в категорию РАО;
- изменении характеристик РАО по результатам проведения измерений;
- переработке и кондиционировании РАО;
- обнаружении неучтенного.

Форма паспортов РАО и перечень сведений, обязательных для заполнения, утверждены федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии (приложения № 4, 5 к НП-093-14 [3]). Наиболее важными из них для проведения ОДБ будущих пунктов захоронения радиоактивных отходов являются радионуклидный состав и степень заполнения контейнера.

Перечень радионуклидов, контролируемых в РАО, формируется согласно общим и частным требованиям нормативной документации. В Российской Федерации контроль радиационных характеристик отходов исторически ограничивается применением методов гамма-спектрометрии. Это обусловлено тем, что именно гамма-активные радионуклиды вносят определяющий вклад в дозовое облучение персонала, а также относительной простотой применения соответствующего оборудования для неразрушающего контроля РАО.

Однако, международный опыт показывает, что для целей обоснования безопасности захоронения РАО важны принципиально иные радионуклиды. Например, во Франции для всех РАО контролируется несколько десятков радионуклидов. Во многих странах разрабатывается и активно применяются методики радионуклидных векторов.

На рисунке 1 представлены результаты итерационного сравнения перечней радионуклидов, которые контролируются в различных странах. В результате анализа был получен перечень из 14 радионуклидов, 3 из которых являются маркерами и их можно измерить методами гамма-спектрометрии (Cs-137, Co-60, Nb-94), а остальные можно определить с помощью метода радионуклидного вектора (H-3, C-14, Cl-36, Fe-55, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Zr-93, Tc-99, I-129, Cs-135).

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

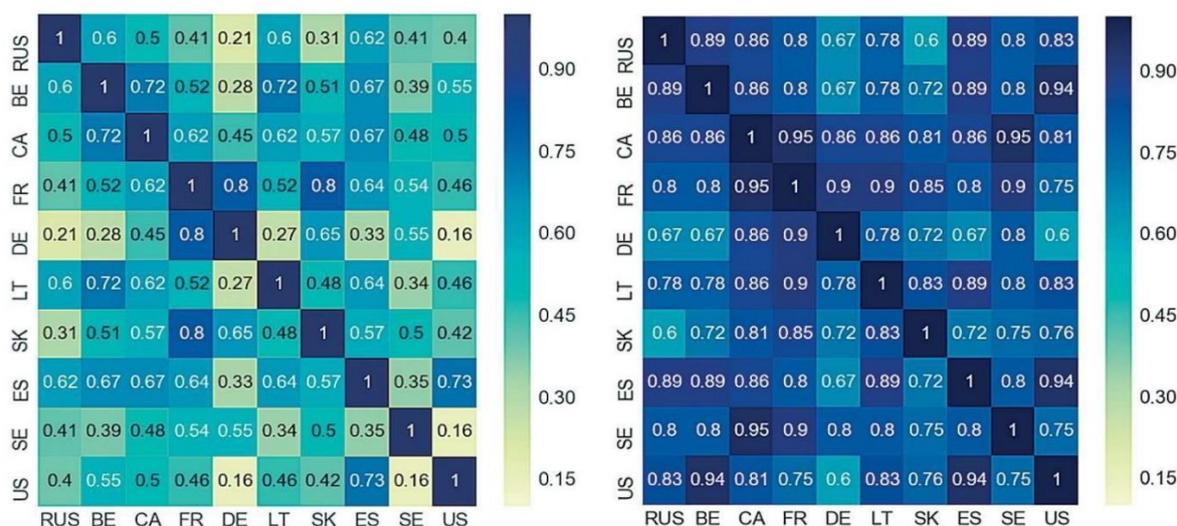


Рис. 1 - Результаты итерационного сравнения перечней радионуклидов, контролируемых в разных странах

На рисунке 2 представлен перечень радионуклидов, определяющих безопасность пункта захоронения РАО в Швеции.

Таблица 1. Данные по относительному вкладу различных радионуклидов, вносящих основной вклад в дозовое воздействие на население при различных сценариях эволюции ПЗРО

Радионуклиды	Сценарии						
	Основные		Маловероятные		Очень маловероятные		
	Глобальное потепление	Ранний перигляциальный климат	Размещение отходов с превышенной допустимой активностью	Высокая концентрация комплексо-образующих веществ	Измененная окислительно-восстановительная среда хранилища	Открытое хранилище, находящееся без контроля	
	Вклад в годовую дозу, %					SFR	SFR+SFL*
¹²⁹ I	5,8	71,1	7,7	1,4	1,8		
⁹⁹ Tc				1,7	11		
⁵⁹ Ni			1,5	75,7	18,8		
⁶³ Ni						28,1	93,3
⁹⁵ Mo	57,7	7,8	47,3				1,1
¹⁴ C	17,9		8,4				5,1
⁷⁹ Se			15,1				
²³⁹ Pu				8,5	53,8		
¹³⁷ Cs						63,3	1,6

Рис. 2 - Перечень радионуклидов, определяющих безопасность ПЗРО в Швеции

Таким образом, на основании проанализированных данных можно сделать вывод о необходимости контроля долгоживущих нуклидов в РАО, особенно в контексте обоснования безопасности будущих ПЗРО, в которых эти отходы будут размещены.

В части степени заполнения был рассмотрен приказ ФГУП «НО РАО» № 319-01/770-П, устанавливающий требование для РАО 3 и 4 классов об обязательном заполнении контейнера отходами и матричным материалом не менее, чем на 80%.

Для проведения анализа выполнения данных требований на практике были выбраны фактические паспорта РАО 3 и 4 классов, переданные на захоронение и временное хранение предприятиями Госкорпорации «Росатом» и временное хранение в период с 2016 по 2022 гг. Всего было проанализировано более 5000 паспортов.

Содержание радионуклидов в рассмотренных упаковках РАО распределилось следующим образом (рисунок 3):

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

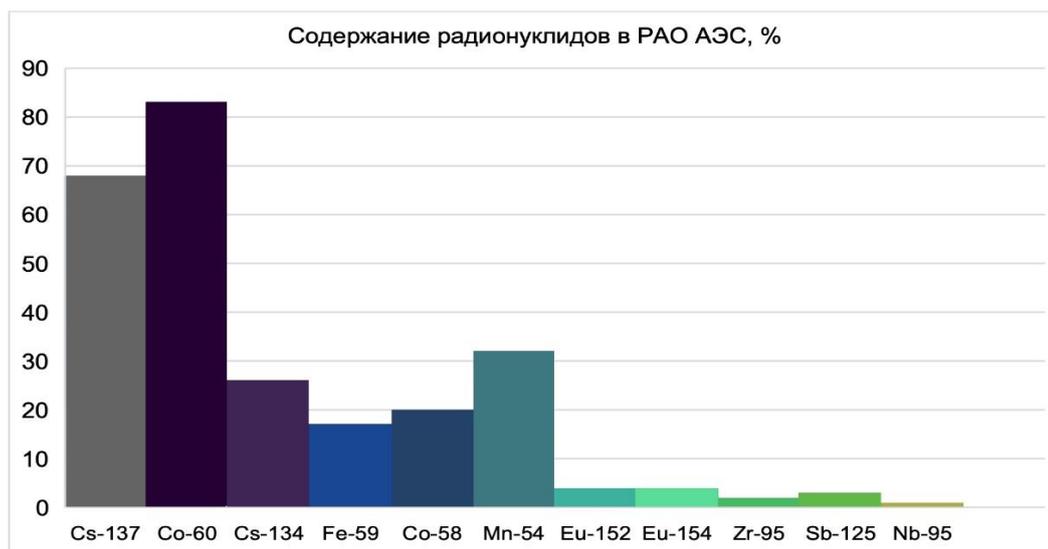


Рис. 3 - Распределение радионуклидов в проанализированных паспортах ПАО

Как видно, в большинстве случаев состав отходов ограничивается контролем гамма-излучателей.

Для оценки значимости долгоживущих нуклидов в радиоактивных отходах для ОДБ будущих ПЗРО был проведен анализ двух методик радионуклидного вектора – Смоленской и Нововоронежской АЭС. В качестве реперных радионуклидов при анализе были выбраны нуклиды с максимальными коэффициентами корреляции (Cs-137, Co-60). Полученные расчетные значения удельных активностей труднодетектируемых долгоживущих радионуклидов представлены в таблице 1.

Таблица 1 – Расчетные значения удельных активностей труднодетектируемых радионуклидов

Смоленская АЭС	
Нуклид	А _{уд.} СДР, Бк/г (на момент образования)
C-14	8,67E+03
Cl-36	1,30E+04
Ni-63	5,81E+04
Nb-94	8,08E+02
Tc-99	1,89E+04
Нововоронежская АЭС	
Нуклид	А _{уд.} СДР, Бк/г (на момент образования)
C-14	4,42E+02
Cl-36	2,76E+02
Tc-99	4,42E+02
Ni-63	1,20E+03
Nb-94	8,06E+01
Pu-238	9,80E+00
I-129	1,28E+02

Значимость полученных значений была оценена в соответствии с предельно значимыми значениями удельных активностей по ПП 1069 [2], данными по освобождению от радиационного контроля в соответствии с приложением № 3 к ОСПОРБ [5] и результатами предварительной оценки для типового ПЗРО в соответствии с tecdoc МАГАТЭ [6] (таблица 2).

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и ПАО»

Обоснование безопасности захоронения ПАО

Таблица 2 – Предельные значения содержания радионуклидов для отнесения к РАО, освобождения от радиационного контроля и безопасного захоронения в типовом ПЗРО

Нуклид	ПЗУА, Бк/г	Освобождение от радиационного контроля, Бк/г	Предварительная оценка КП для типового ПЗРО [6], Бк/г
C-14	1,00E+04	1,00E+00	1,75E+02 – не огр.
Cl-36	1,00E+04	1,00E+00	–
Ni-63	1,00E+05	1,00E+02	Не ограничено
Nb-94	1,00E+01	1,00E-01	2,00E+01 – не огр.
Tc-99	1,00E+04	1,00E+00	1,00E+02 – 5,00E+05
Pu-238	1,00E+00	1,00E-01	1,25E+02 – не огр.
I-129	1,00E+02	1,00E-02	5,00E-03 – 1,5E+03

Отметим, что по отдельным радионуклидам оцененные значения в РАО превышают предельно значимые активности.

Также значения, полученные для Нововоронежской АЭС, были сравнены со значениями, рассчитанными с помощью методики радионуклидного вектора в Швеции и с данными отчета NRC (США) (таблица 3).

Таблица 3 – Сравнительный анализ расчетных значений удельных активностей СДР Нововоронежской АЭС

Ауд. СДР, Бк/г (на момент образования)			
Нуклид	Нововоронежская АЭС	МРВ (Швеция)	NUREG-0782 Vol.2, NRC (США)
Tc-99	4,42E+02	8,28E-03	5,58E-03
Ni-63	1,20E+03	2,76E+01	1,30E+02
Nb-94	8,06E+01	2,76E-02	1,33E-02
I-129	1,28E+02	2,94E-04	1,65E-02

Таким образом, мы сталкиваемся с двумя проблемами:

- отсутствие контроля сложнодетектируемых нуклидов;
- уже разработанные методики радионуклидных векторов дают слишком консервативную оценку.

Также при проведении анализа паспортов были выявлены ошибки в части их заполнения:

- масса и объем РАО указываются с учетом массы и объема матричного материала;
- указанный объем РАО превышает значение внутреннего объема контейнера.

По итогам проведенного анализа можно сделать вывод о необходимости пересмотра сложившейся практики паспортизации радиоактивных отходов. Выявленные в данной работе недостатки могут быть обусловлены:

- человеческим фактором;
- недостаточной методической проработкой;
- недостатками применяемых технологий кондиционирования.

В целях оптимизации процесса паспортизации РАО в части устранения выявленных недостатков предлагается:

- разработать цифровой инструмент паспортизации, который позволит минимизировать количество ошибок;
- пересмотреть подход к разработке методик радионуклидного вектора и обеспечить их применение на предприятиях;

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

- пересмотреть технологические цепочки (в частности, применение буферного материала);
- ужесточить контроль на предприятиях и при передаче РАО на захоронение.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
2. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».
3. НП-093-14. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения.
4. Постановление Правительства РФ от 15.06.2016 № 542 «О порядке организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов».
5. ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности.
6. IAEA-TECDOC-1380. Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities. IAEA, 2003.

ИНФОРМАЦИОННЫЕ СИСТЕМЫ СОПРОВОЖДЕНИЯ ПРОЕКТОВ ПО ЗАХОРОНЕНИЮ РАО

В. С. Свительман, Е. А. Савельева

Институт безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва, Россия

эл. почта: svitelman@ibrae.ac.ru

Изоляция радиоактивных отходов – сложная и многогранная задача, требующая длительной и масштабной работы, которая включает в себя оптимизацию характеристик системы захоронения и расчетные оценки многочисленных аспектов долговременной безопасности (ОДБ) [1, 2]. Особенностью таких проектов являются большие временные масштабы (как сооружения объекта, так и его потенциальной опасности) и неизбежность итеративного подхода [2, 3]. Уровень детализации и доверие к получаемым оценкам безопасности возрастают по мере продвижения от этапа к этапу, в процессе проведения исследований, накопления необходимой информации, развития моделей и методов и т.д. – и в конечном итоге позволяет принять обоснованное решение о безопасности и осуществимости проекта. Поэтому, хотя управление информацией и сохранение знаний актуальны для практически любой области человеческой деятельности [4, 5], в случае проектов создания ПГЗРО (пунктов глубинного захоронения высокоактивных РАО) наличие инструментов эффективной работы с информацией является одним из обязательных условий их успешной реализации [6].

Основными задачами информационного сопровождения являются: обеспечение всех участников проекта максимально полной на текущий момент информацией, управление выполнением программ исследований по проекту, обеспечение прозрачности аргументации обоснования безопасности.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Здесь следует отметить, что в силу мультидисциплинарности и длительности проектов создания ПГЗРО, крайне редко функции информационного сопровождения осуществляются каком-либо одним программном средством. Разнообразные расчетные коды, обеспечивающие моделирование значимых для безопасности процессов, уже очень давно являются неотъемлемой частью процесса обоснования долговременной безопасности ПГЗРО. Помимо них, одно из первых технических решений для работы с информацией, которое появляется сразу после бумажных и файловых архивов – это реляционная база данных. Чаще всего они так и продолжают использоваться на протяжении всего жизненного цикла проекта, постепенно претерпевая изменения, обусловленные потребностями в интеграции с различными специализированными программами, другими базами данных и информационными системами. В процессе характеристики площадки будущего размещения ПГЗРО практически обязательно возникает потребность в использовании геоинформационных систем (ГИС) – специализированного программного обеспечения (ПО), в котором и структура базы данных, и пользовательский интерфейс ориентированы на работу с данными, имеющими пространственную привязку. Также в той или иной мере традиционно используются системы управления требованиями, ПО для управления проектами, и т.д.

Однако современный ландшафт цифровых технологий гораздо шире, и их внедрение может принести заметную пользу на различных стадиях и в различных аспектах проектирования и демонстрации безопасности ПГЗРО. Особо хочется выделить два системообразующих тренда цифровизации проектов создания ПГЗРО – это переход к интерактивным отчетам по обоснованию долговременной безопасности (цифровое ОДБ, англ.: «digital safety case») [7] и внедрение цифровых двойников проектируемых объектов (англ.: «digital twin») [8]. Цифровое ОДБ предполагает, что отчеты по обоснованию безопасности хранятся в виде структурированного документа с явно описанными связями между составляющими. Ключевые составляющие здесь – обобщающий результаты исследований текст и гиперссылки, которые связывают отдельные тематические блоки текста между собой. Цифровое ОДБ не означает каких-либо изменений в методологии обоснования безопасности или получении численных оценок и сохраняет возможность при необходимости выгружать отчеты в любых традиционных форматах – например, для предоставления на экспертизу, но позволяет более полно использовать информацию за счет интерактивности и возможности проследить источник данных, предпосылки вывода и так далее.

Успешным зарубежным примером цифрового ОДБ является система SC-OLA CMS (Safety Case for the Operating Licence Application Content Management System) финской компании Posiva. Эта информационная система появилась, когда основная часть информации, входящей в отчеты по обоснованию безопасности, была уже подготовлена в виде традиционных документов [9, 10]. С этим связана не очень большая глубина ссылок цифрового ОДБ SC-OLA CMS – преимущественно они обеспечивают навигацию между различными документами. Интересным моментом здесь является то, что при переводе в цифровой формат комплект документов пополнился разделами, которых не было в традиционных документах: эти разделы представляют собой актуальную выжимку обобщающей информации по тому или иному аспекту, фигурировавшей в разных документах в виде незначительно, но все же отличающихся версий. Это демонстрирует важный аспект создания цифрового ОДБ – традиционные тексты неизбежно приходится переформатировать под интерактивный формат: вместо длинного линейного повествования необходимы короткие тематические блоки, каждый из которых можно читать независимо, переходя за необходимой дополнительной информацией по ссылкам на другие тематические блоки текста.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

В Российском проекте создания пункта глубинного захоронения РАО на участке Енисейский цифровое ОДБ создается на основе базы знаний PULSE [7] (рисунок 1). И в данном случае его разработка ведется параллельно с созданием традиционных документов по ОДБ.

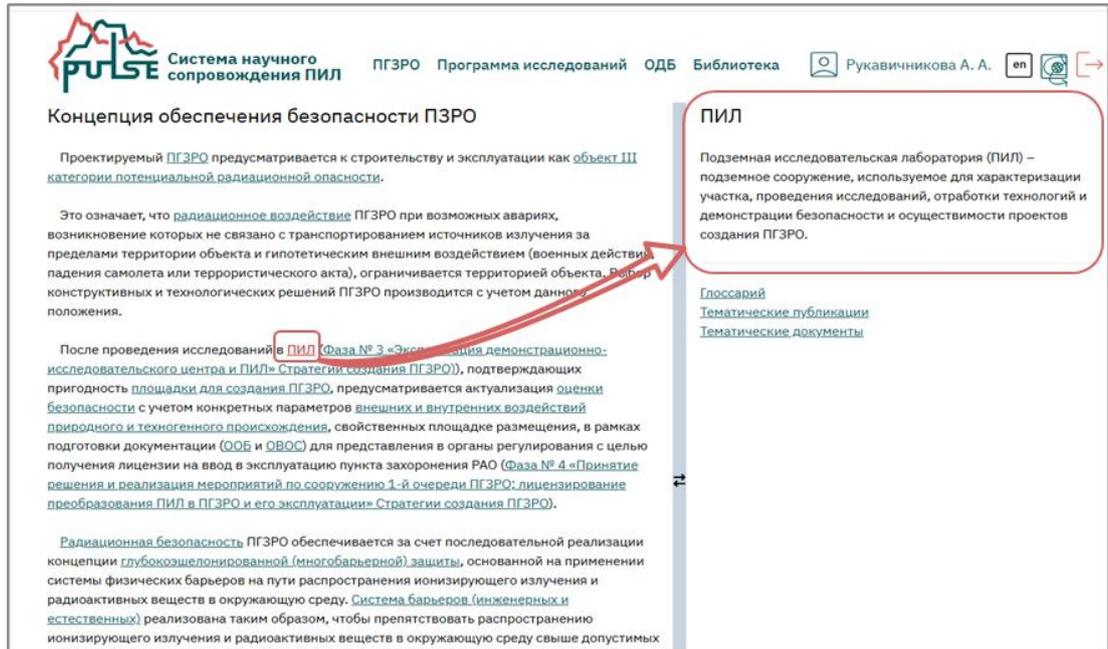


Рис. 1 - Фрагмент цифрового ОДБ в рамках системы PULSE

В отличие от цифрового ОДБ, цифровые двойники – это инструмент для работы преимущественно с визуальной информацией. Многочисленные определения можно обобщить как виртуальное полномасштабное динамическое представление, достоверно описывающее свойства и поведение физического объекта-прототипа на протяжении всего его жизненного цикла или отдельных стадий. Для проектов создания ПЗРО, цифровой двойник может возникнуть гораздо раньше объекта-прототипа, часто – на стадии эксплуатации подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ), иногда – еще раньше, на стадии планирования исследований в обоснование безопасности. В этом случае, ключевое преимущество цифрового двойника – возможность совмещения многомерных полей значений характеристик, представляющих различные аспекты исследований (результаты натурных исследований, геологическая модель участка, результаты модельных расчетов и т.д.), в едином пространственном представлении с инженерными моделями планируемого объекта. В силу того, что источниками такой многомерной информации могут быть самые разные программы и устройства, наиболее гибким на данный момент решением по разработке цифровых двойников ПИЛ (а впоследствии и ПЗРО) является разработка приложений на основе графических платформ, используемых в компьютерных играх [8]. Примерами использования таких технологий являются цифровые двойники ПИЛ Монт-Терри [11] (в этом случае, правда, объект-прототип уже существует и эксплуатируется), и ПИЛ Бейшань [12] (объект-прототип еще находится в процессе сооружения). В проекте создания ПЗРО на участке Енисейский также разрабатывается цифровой двойник на основе игровой платформы 3D-визуализации [8]. Задачами цифрового двойника на данном этапе являются проработка детального облика ПИЛ, расположения и оснащения планируемых экспериментов, а также необходимая для этого коммуникация соответствующих планов между заинтересованными сторонами.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

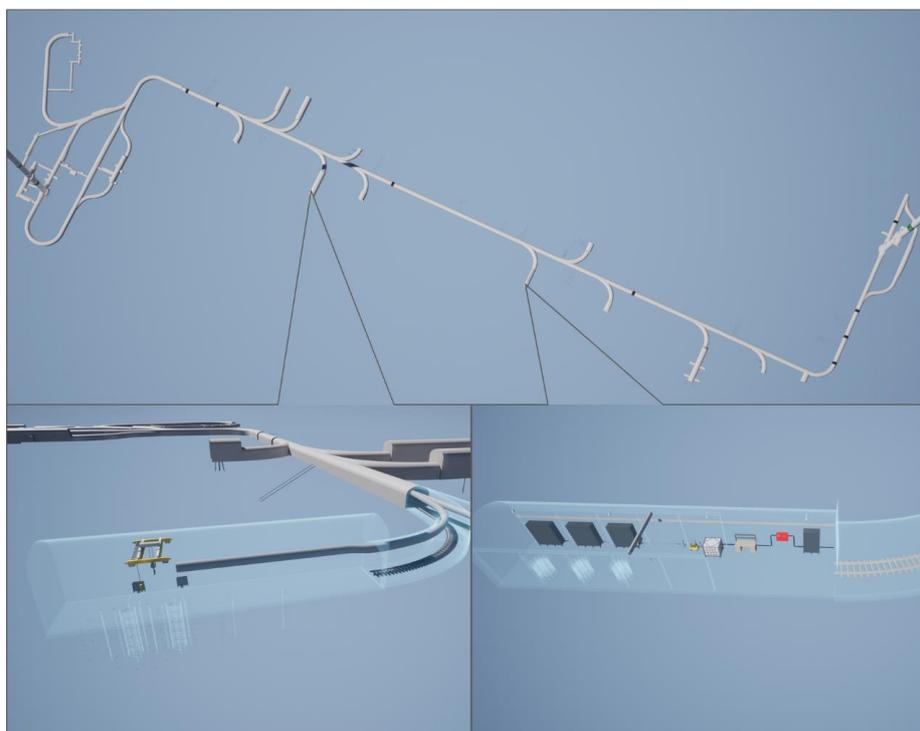


Рис. 2- Фрагмент цифрового двойника ПИЛ на участке Енисейский

Подводя итог, хочется сказать, что современные цифровые тренды – возможность вывести информационное сопровождение проектов по захоронению РАО на новый уровень,

Тем не менее, мультидисциплинарность и многомасштабность этих проектов неизбежно будет вызывать сложности при адаптации цифровых инструментов. Это не значит, что они не применимы, это значит, что их реализация потребует не только стандартных программных средств, но и специализированных решений, а значит – времени и ресурсов на их разработку. Также необходимо предусматривать ресурсы на поддержание актуальности и качества информации в таких системах – для того, чтобы представить информацию (не важно, текстовую или визуальную) в удобном и эффективном для восприятия потенциального пользователя виде и соответствовать его потребностям, нужно проделать кропотливую работу по поиску, подготовке, преобразованию и проверке сырых данных.

Еще одно соображение – это то, что и цифровой ООБ, и цифровой двойник, и другие используемые специальные программные средства (например, активно развивающиеся в текущий момент системы-помощники на основе искусственного интеллекта) не должны конкурировать, а должны дополнять друг друга. Также важно отметить, что должно существовать и объединяющее их ядро, система-интерфейс или концепция цифровизации всего проекта, явно определяющая роли и задачи каждого из цифровых инструментов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Geological repository systems for safe disposal of spent nuclear fuels and radioactive waste : Woodhead Publishing series in energy / eds. M. J. Apted, J. Ahn. – 2nd edition. – Duxford, United Kingdom : Woodhead Publishing, 2017. – 778 p. – ISBN: 978-0-08-100652-8.
2. Захоронение радиоактивных отходов : Серия норм безопасности МАГАТЭ : Конкретные требования безопасности No. SSR-5. – Вена, Австрия : МАГАТЭ, 2011. – 76 с.
3. Considering timescales in the post-closure safety of geological disposal of radioactive waste : Radioactive Waste Management : NEA No. 6424. – Paris, France : OECD NEA, 2009. – DOI: 10.1787/9789264060593-en. – ISBN: 978-92-64-06058-6.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

4. Regions, globalization, and the knowledge-based economy / ed. J. H. Dunning. – Oxford, United Kingdom : Oxford University Press, 2000. – 520 p. – DOI: 10.1093/0199250014.001.0001. – ISBN: 978-0-19-829536-5.
5. Nuclear knowledge management challenges and approaches: summary of an international conference (Vienna, 7-11 November 2016) : Proceedings series : STI/PUB/1838. – Vienna, Austria : IAEA, 2018. – ISBN: 978-92-0-108818-5.
6. Managing information and requirements in geological disposal programmes : Radioactive Waste Management and Decommissioning : NEA/RWM/R(2018)2. – Paris, France : OECD NEA, 2018.
7. Свительман В. С. и др. База знаний PULSE: опыт создания инструмента управления информацией для обоснования долговременной радиационной и экологической безопасности ПГЗРО // Вопросы радиационной безопасности. – 2024. – № 4 (116). – С. 3-15.
8. Svitelman V. et al. Digital twin of underground research laboratory as a valuable instrument at early stages of a geological disposal programme// Environmental Earth Sciences. – 2025. – DOI: 10.1007/s12665-025-12271-8.
9. Reijonen H. Developing safety case content management systems – from traditional documentation towards a database / H. Reijonen, D. McKie, B. Pastina // IGSC Safety Case Symposium 2018: Current Understanding and Future Direction for the Geological Disposal of Radioactive Waste (10-11 October 2018, Rotterdam, Netherlands) : Radioactive Waste Management and Decommissioning. – Paris, France : OECD NEA, 2022. – NEA/RWM/R(2018)7. – P. 308-314.
10. Safety Case for the Operating Licence Application (SC-OLA) Content Management System. – Posiva, 2023. – URL: <https://cms.posiva.fi/>.
11. Graebing N., Ziefle G., Furche M., Nicol R. [et al.]. VR-EX — An immersive virtual reality serious game for science communication about the electrical resistivity tomography measurements in the Mont Terri Rock Laboratory, Switzerland // Environmental Earth Sciences. – 2024. – Vol. 83. – № 10. – P. 318. – DOI: 10.1007/s12665-024-11613-2.
12. Hou J., Wu Y., Xu Y., Li X. [et al.]. 3D data visualization system of immersive underground laboratory // Sustainable Cities and Society. – 2019. – Vol. 46. – P. 101439. – DOI: 10.1016/j.scs.2019.101439.

ВОЗМОЖНОСТИ ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА НА ПРИМЕРЕ ПОДЗЕМНОЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЛАБОРАТОРИИ

Д. М. Лунов, А. А. Рукавичникова

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: dm.lunov@ibrae.ac.ru

Проблема в современных сложных научных проектах

В современных сложных научных проектах — будь то подземная исследовательская лаборатория (ПИЛ) или любой другой инженерный объект — накапливается огромное количество данных: результаты измерений, чертежи, модели, отчеты. Эти данные жизненно важны для понимания развития проекта и принятия решений.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Однако, доступ к этим данным имеют только узкие специалисты, которые владеют специальным программным обеспечением. Заказчики, руководители, инженеры других направлений — все те, кому эти данные тоже нужны для работы, — не могут их посмотреть, поскольку не знают, как работать с САД-системами, BIM-редакторами или другими специализированными программами.

Даже если специалисты владеют нужным ПО, возникает другая проблема: данные хранятся в разных форматах — DWG, IFC, Excel, PDF, облака точек. Сопоставить их между собой очень сложно, потому что нет единой среды, где все можно просто открыть и посмотреть.

Решение: цифровой двойник — единая интерактивная среда, которая объединяет все данные, обеспечивает их обновление и предоставляет инструменты для работы с ними любому пользователю.

Доказательства: цифровые двойники работают

Цифровые двойники — это не теоретическая концепция. Они уже успешно применяются по всему миру и показывают реальные результаты.

Пример 1: Цифровой двойник города Сингапура Комплексная система управления городской инфраструктурой. С помощью цифрового двойника городские власти управляют коммуникациями, планируют строительство, контролируют транспортные потоки и даже предсказывают последствия природных катаклизмов. Система объединяет данные с тысяч датчиков, камер, спутников и создает единую картину городской жизни в реальном времени.

Пример 2: Цифровой двойник подземной исследовательской лаборатории Mont Terri (Швейцария) Лаборатория специально создана для исследований обоснования безопасности захоронения радиоактивных отходов. Цифровой двойник позволяет ученым моделировать различные сценарии, анализировать геологические процессы, контролировать безопасность и принимать обоснованные решения о методах захоронения.

Вывод: цифровые двойники могут решать самые разные задачи — от управления мегаполисом до обеспечения ядерной безопасности. Их востребованность подтверждается международной практикой.

Как это работает: создания ЦД

Наша концепция цифрового двойника реализуется в четыре этапа:

Сбор данных

Информация собирается из самых разных источников: BIM-модели из Revit, чертежи в формате DWG, данные измерений в Excel, облака точек от лазерного сканирования, показания датчиков, фотографии и документы.

Интеграция в Unreal Engine

Все разнородные данные импортируются в единую среду игрового движка Unreal Engine. UE выбран потому, что обеспечивает мощную 3D-визуализацию, высокую производительность и гибкость в разработке.

Создание функционала

На базе движка разрабатывается удобный интерфейс и функциональные инструменты: навигация по модели, фильтрация данных, анализ параметров, создание сечений и других интерактивных инструментов.

Результат

Готовое приложение можно использовать как в десктопном варианте для детальной работы, так и в веб-версии для быстрого доступа через браузер. Любой пользователь — от инженера до руководителя — может получить доступ к данным в удобном для себя формате.

Демонстрация: главное окно приложения

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Главное окно цифрового двойника представляет собой обычную 3D-программу с привычным интерфейсом. Здесь есть все необходимые элементы управления: навигация по модели, инструменты масштабирования, поворота, панорамирования. Пользователь может свободно перемещаться по 3D-пространству, приближать интересующие участки, рассматривать детали.

Инструменты для взаимодействия с моделью включают панель управления, где можно включать и выключать различные слои, фильтровать объекты по типам, просматривать свойства элементов, создавать сечения для анализа внутренних структур.

Важная особенность — универсальность платформы. Разработанная среда может использоваться для самых разных проектов, что обеспечивает экономию времени (не нужно создавать новое приложение для каждого проекта) и развитие функциональности (каждый новый проект добавляет возможности, полезные для других задач).

По сути, мы создаем не просто цифровой двойник конкретного объекта, а платформу для создания цифровых двойников любых сложных инженерных систем.

Диспетчер проекта: структура и параметры

Диспетчер проекта — ключевая функциональность для организации работы с данными. Он позволяет настроить любую конфигурацию структуры проекта: создать иерархию папок, группировать элементы по типам, по этапам строительства, по функциональному назначению — как удобно пользователю.

Каждый элемент в структуре имеет свои параметры. При клике на любой объект открывается панель свойств, где отображаются все его характеристики: размеры, материалы, дата создания, статус, ответственный исполнитель.

Критически важно наличие ссылок на документы. К каждому элементу можно привязать чертежи, спецификации, отчеты, фотографии. Один клик — и пользователь видит все документы, связанные с конкретным элементом.

Атрибуты элементов можно настраивать под специфику проекта. Для подземной лаборатории это могут быть данные о радиационной безопасности, для промышленного объекта — параметры технологических процессов.

Результат: вместо поиска документов в разных папках и программах, вся информация структурирована и доступна в одном месте. Это кардинально ускоряет работу и снижает вероятность ошибок.

Реальные данные: облака точек и панорамы

Одна из самых мощных возможностей цифрового двойника — работа с реальными данными измерений.

В модель можно загружать облака точек от лазерного сканирования — миллионы точек с точными координатами, которые создают детальную 3D-карту реального объекта. Облака точек накладываются на BIM-модель, позволяя сравнить проект с реальностью.

Также в модель можно загружать панорамы — сферические фотографии, сделанные в ключевых точках объекта. Панорамы позволяют проводить удаленный осмотр и привязывать фотографии к конкретным координатам в 3D-пространстве.

Практическое применение: специалист может находиться в офисе, но видеть реальное состояние объекта в любой точке, сравнивать с проектной документацией, принимать решения на основе актуальных данных.

Цифровой двойник становится мостом между проектом и реальностью, обеспечивая постоянный контроль и актуальность информации.

Моделирование и мониторинг в реальном времени

Цифровой двойник позволяет создавать демонстрации термомеханических экспериментов — моделировать, как изменяется температура в различных частях объекта, как это влияет на напряжения в материалах, как происходит теплопередача.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Визуализация изменения температуры происходит в реальном времени. Можно наблюдать, как тепло распространяется. Это критически важно для понимания поведения объекта в различных условиях.

Также можно настроить отображение датчиков — например, датчиков гамма-излучения. На экране отображаются показания датчиков в реальном времени, их расположение в 3D-пространстве, история изменений.

Практическое применение: это позволяет предсказывать поведение объекта, планировать эксперименты, контролировать безопасность, принимать решения на основе данных мониторинга.

Цифровой двойник становится инструментом прогнозирования и контроля, который помогает не только понимать текущее состояние объекта, но и предвидеть его поведение в будущем.

Заключение: ценность цифрового двойника

Главное преимущество цифрового двойника — он помогает быстро видеть данные проекта и принимать обоснованные решения.

Что изменилось:

- Вместо поиска информации в десятках файлов и программах → все данные собраны в одном месте
- Вместо изучения сложного программного обеспечения → используется привычный 3D-интерфейс
- Вместо догадок о текущем состоянии объекта → есть актуальные данные измерений и мониторинга

Результат: руководители, заказчики, инженеры получают единую картину проекта и могут принимать решения на основе полной и актуальной информации.

Цифровой двойник — это не просто красивая визуализация, это инструмент для эффективного управления сложными проектами.

Дополнительная информация

Возможности платформы:

- Поддержка всех основных форматов: BIM, CAD, облака точек, Excel, PDF
- Интеграция с существующими системами через API
- Универсальность — адаптируется под любые проекты

Технические особенности:

- Основа: Unreal Engine 5
- Десктопная и веб-версии
- Масштабируемость под сложность проекта

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

ВЛИЯНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА БЕЛОРУССКОЙ АЭС НА РАЗМЕР ЗОНЫ ВЛИЯНИЯ ПЗРО

Н. В. Горбачева, Н. Д. Кузьмина, Ю. А. Корчева, Н. В. Кулич

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны, Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

эл. почта: lab03natallia@sosny.bas-net.by, ndkuzmina@sosny.bas-net.by

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в Республике Беларусь постановлением Совета Министров Республики Беларусь «О Стратегии обращения с радиоактивными отходами» [1], предусмотрено сооружение централизованного пункта захоронения модульного типа для всех видов имеющихся и образуемых в стране радиоактивных отходов, включая эксплуатационные отходы и продукты переработки отработавшего ядерного топлива Белорусской АЭС. Предпочтительным вариантом обращения с ОЯТ Белорусской АЭС согласно постановлению Совета Министров РБ «Стратегия обращения с отработавшим ядерным топливом Белорусской атомной электростанции» является переработка ОЯТ в Российской Федерации с возвратом в Республику Беларусь остеклованных РАО, содержащих изотопы цезия и стронция в виде «короткоживущей» фракции высокоактивных отходов (КФ ВАО) [2].

Правовую основу в области обращения с отработавшим ядерным топливом Белорусской АЭС определяют ряд межправительственных соглашений Республики Беларусь и Российской Федерации [3, 4]. Соглашением от 16.03.2011 г. «О сотрудничестве в строительстве на территории Республики Беларусь атомной электростанции» предусмотрено, что отработавшее в реакторах энергоблоков Белорусской АЭС ядерное топливо, приобретенное у российских исполняющих организаций, подлежит переработке в Российской Федерации [3]. Соглашением «О сотрудничестве в области обращения с отработавшим ядерным топливом» от 21 ноября 2022 г. (ратифицировано законом Республики Беларусь от 5 мая 2023 г. № 262-3) предусматривается ввоз облученных тепловыделяющих сборок Белорусской АЭС в Российскую Федерацию для временного технологического хранения с последующей переработкой и возврат продуктов переработки в Республику Беларусь [4]. В интересах Республики Беларусь, а также и других зарубежных потребителей технологии ВВЭР-1200, в Российской Федерации Госкорпорацией «Росатом» и АО «Техснабэкспорт» формируется новое продуктовое направление «Сбалансированный ядерно-топливный цикл (ЯТЦ)», в котором одной из возможных технологий переработки ОЯТ является фракционирование с выделением тепловыделяющей короткоживущей цезиево-стронциевой фракции, остеклованной в боросиликатную матрицу [5–6].

Выбор способа захоронения НФJ регламентируется нормативными техническими документами Республики Беларусь, требующими учета класса радиационной опасности [7, 8]. В частности, РАО класса II, содержащие радионуклиды с периодом полураспада не более 31 года, размещаемые на глубине до 100 м без предварительной выдержки в целях снижения тепловыделения, а также РАО III класса радиационной опасности с периодом полураспада радионуклидов более 31 года подлежат захоронению в пунктах приповерхностного захоронения (далее – ПЗРО). Высокоактивные РАО (I класс радиационной опасности)

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

размещаются в глубинных захоронениях на глубине более 100 м от поверхности земли (ПГЗРО).

Положением о порядке и критериях отнесения РАО к классам радиационной опасности [7], установлено, что в проекте ПЗРО на основе выполнения оценки его безопасности должны быть определены предельные значения активностей и удельные активности каждого значимого радионуклида для захоронения в ПЗРО.

Определяющими параметрами для выбора технологии обращения с РАО является период потенциальной опасности радионуклидов, радионуклидный состав и их активность. Сформированный при переработке ОТВС ВВЭР-1200 и фракционировании продуктов переработки по технологии продуктового направления «Сбалансированный ядерно-топливный цикл» состав КФ ВАО в основном будет содержать изотопы цезия, стронция и их дочерние продукты распада и остаточное содержание примесных долгоживущих трансурановых элементов и альфа-излучающих радионуклидов [5].

Количественным показателем при оценке безопасности может служить размер зоны возможного влияния ППЗРО, под которой понимаются границы территории и временные рамки, вне которых в случае выхода радионуклидов в окружающую среду используемая вода из источников водопользования не будет представлять опасность для здоровья населения и биоте.

В данной работе проведены комплексные предпроектные исследования размеров зоны влияния ПЗРО при размещении КФ ВАО в сопоставлении с размерами зоны возможного влияния при захоронении РАО III класса радиационной опасности. Расчеты проведены на основе прогнозной оценки активности радионуклидов, содержащихся в КФ ВАО переработки ОЯТ Белорусской АЭС к моменту снижения до уровня, соответствующего II классу радиационной опасности [10, 11].

Радиационные характеристики ОЯТ ВВЭР-1200 и высокоактивных продуктов переработки по номенклатуре радиологически значимых радионуклидов

Разработка перечня радиологически значимых радионуклидов в РАО от переработки ОЯТ ВВЭР-1200. В 2021 г. в России было утверждено руководство по безопасности при использовании атомной энергии РБ 004-2021 [12], в котором содержатся рекомендации по формированию и обоснованию перечня радионуклидов, контролируемых в кондиционируемых РАО объектов ядерного топливного цикла в целях обеспечения безопасности при их захоронении. В перечне содержатся радионуклиды, присутствующие в образующихся РАО и значимые для обеспечения безопасности при захоронении: основные долгоживущие дозообразующие, радиологически значимые, ядерно опасные делящиеся, а также определяющие тепловыделение ОЯТ радионуклиды.

Процессы, определяющие состав и уровень потенциальной опасности радионуклидов, содержащихся в ОЯТ и продуктах его переработки, следует рассматривать дифференцированно в зависимости от этапа обращения с ОЯТ. Для определения основных радиологически значимых радионуклидов на разных этапах обращения выбраны несколько характерных временных интервалов. На промежуточном этапе обращения (до 100 лет) при переработке ОЯТ и кондиционировании получаемых РАО, происходит перераспределение радионуклидов на фракции, радиоактивный распад короткоживущих продуктов деления и снижение активности РАО [15]. Радиационные характеристики по перечню радиологически значимых радионуклидов зависят от:

- исходных характеристик партий отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС), отправляемых на переработку;
- типа технологического процесса переработки;
- специфических характеристик технологии кондиционирования методом остекловывания ВАО, в частности степени извлечения целевых изотопов U, Pu, Np и др.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

На долговременном этапе обращения, охватывающем период свыше 1000 лет, основным процессом, определяющим состав и уровень потенциальной опасности радионуклидов, содержащихся в ОЯТ и продуктах его переработки, является радиоактивный распад. На данном этапе большая часть радионуклидов из числа образовавшихся в ядерном топливе распадается, а локализация радионуклидов в системе захоронения обеспечивается защитными барьерами объекта захоронения. На этапе свыше 10 тыс. лет в случае деградации матрицы, в которую заключены РАО, и инженерных барьеров ПГЗРО, основную роль для возможного выхода радионуклидов во вмещающую среду играют их миграционные характеристики. В случае выхода в биосферу опасность радионуклидов будет определяться сценарием их поступления в организм человека и дозовыми коэффициентами радиологического воздействия. Для ограничения облучения населения вследствие возможного радиологического влияния объектов хранения/захоронения РАО установлен дозовый предел: годовая доза не должна превышать 0,3 мЗв [13].

С целью формирования перечня радиологически значимых радионуклидов проведена процедура отбора и ранжирования по убыванию потенциальной дозы облучения населения при поступлении радионуклидов в организм с питьевой водой. Потенциальная доза D_i , Зв, для i -го радионуклида вычисляется по формуле [15]:

$$D_i = V \sum (\epsilon_i \cdot C_{i < D_{\text{lim}}}), \quad (1)$$

где V – среднегодовой объем потребляемой человеком питьевой воды, равный 730 л/год [13]; ϵ_i – дозовый коэффициент при пероральном поступлении радионуклида, Зв/Бк; C_i – удельная активность i -го радионуклида в грунтовой воде, соответствующая пределу растворимости, Бк/л.

Перечень радионуклидов, входящих в состав продуктов переработки ОЯТ, упорядоченный по радиологическому критерию, равному 0,3 мЗв в год, представлен двумя группами радионуклидов (таблица 1) [10]. В нем выделена группа радиологически значимых радионуклидов на этапе долговременного обращения с РАО от переработки ОЯТ, в который входят радионуклиды ^{94}Nb , ^{126}Sn , ^{243}Am , ^{245}Cm , ^{233}U , ^{234}U , ^{240}Pu , ^{239}Pu , ^{236}U , ^{242}Pu , ^{235}U , ^{236}Np , ^{244}Pu , ^{238}U , ^{237}Np .

Таблица 1 - Перечень радионуклидов в составе продуктов переработки ОЯТ, упорядоченный по годовой дозе облучения для населения

Радионуклид	Период полураспада $T_{1/2}$, годы	Дозовый коэффициент (пероральн.) ϵ_i , Зв/Бк	Предел растворимости C_{sol} , моль/л	Годовая доза D_i , Зв
1	2	3	4	5
Дозовый критерий 0,3 мЗв/год превышен				
^{94}Nb	2,03E+04	1,70E-09	1,00E-05	8,08E+00
^{126}Sn	9,98E+04	4,70E-09	6,00E-08	2,72E-02
^{243}Am	7,38E+03	2,00E-07	6,00E-05	1,57E+04
^{245}Cm	8,49E+03	2,10E-07	6,00E-05	1,43E+04
^{233}U	1,59E+05	5,10E-08	7,00E-05	2,17E+02
^{234}U	2,46E+05	4,90E-08	7,00E-05	1,35E+02
^{240}Pu	6,56E+03	2,50E-07	3,00E-08	1,10E+01
^{239}Pu	2,41E+04	2,50E-07	3,00E-08	3,00E+00
^{236}U	2,34E+07	4,60E-08	7,00E-05	1,33E+00
^{242}Pu	3,74E+05	2,40E-07	3,00E-08	1,86E-01

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Радионуклид	Период полураспада $T_{1/2}$, годы	Дозовый коэффициент (пероральн.) \acute{e}_i , Зв/Бк	Предел растворимости C_{sol} , моль/л	Годовая доза D_i , Зв
1	2	3	4	5
^{235}U	$7,03E+08$	$4,60E-08$	$7,00E-05$	$4,00E-02$
^{236}Np	$1,15E+05$	$1,70E-08$	$2,00E-10$	$2,14E-02$
^{244}Pu	$8,00E+07$	$2,40E-06$	$3,00E-08$	$8,70E-03$
^{238}U	$4,47E+09$	$4,50E-08$	$7,00E-05$	$6,81E-03$
^{237}Np	$2,14E+06$	$1,10E-07$	$2,00E-10$	$9,96E-05$
Дозовый критерий 0,3 мЗв/год не превышен				
^{232}Th	$1,41E+10$	$2,30E-07$	$1,00E-07$	$1,52E-05$
^{99}Tc	$2,11E+05$	$7,80E-10$	$1,00E-08$	$3,57E-04$
^{107}Pd	$6,50E+06$	$2,50E-11$	$4,00E-06$	$1,49E-04$
$^{93}Zr + ^{93m}Nb$	$1,53E+06$	$2,80E-10$	$5,00E-07$	$8,86E-04$
^{98}Tc	$4,20E+06$	$2,00E-09$	$1,00E-08$	$4,60E-05$
^{59}Ni	$7,60E+04$	$6,30E-11$	–	–
^{60}Fe	$2,60E+06$	$1,10E-07$	–	–
^{60}Co	$5,20E+00$	$3,40E-09$	–	–
^{93}Mo	$4,00E+00$	$3,10E-09$	–	–

Расчетные исследования радиационных характеристик РАО от переработки ОЯТ ВВЭР-1200. В процессе переработки ОЯТ образуются высокоактивные РАО [8], содержащие широкий перечень продуктов деления и актинидов, а также радионуклиды, относящиеся к активируемым конструкционным материалам активной зоны. В работе [11] методом математического моделирования получены предварительные оценки суммарной активности ОЯТ и ВАО от его переработки в зависимости от времени технологического хранения на этапах промежуточного (100 лет) или долговременного (до 10 тыс. лет) обращения.

Исходные данные. Характеристики ядерного топливного цикла Белорусской АЭС приведены в Стратегии обращения с ОЯТ Белорусской АЭС [2], согласно которой общее количество ОТВС, выгруженных за 60 лет эксплуатации двух энергоблоков, составит величину 5294 шт., их масса – 2492 т ТМ, средняя расчетная глубина выгорания топлива – 55,6 МВт·сут/кг U. Для подготовки данных по активностям радионуклидов в ОЯТ по перечню радиологически значимых радионуклидов использованы рекомендации руководства по безопасности для топлива с начальным обогащением 4,81 % [17]. Для оценки массы ВАО от переработки ОЯТ, возвращаемых в виде КФ ВАО в Республику Беларусь после переработки использованы сведения о технологии переработки ОЯТ с изготовлением боросиликатной матрицы для включения КФ ВАО. Результат получен, исходя из условия, что после переработки на 1 кг ОЯТ приходится 1,0–1,4 л остеклованных РАО плотностью 2,7 кг/л [16].

В таблице 2 приведены значения суммарной и удельной активностей для основного радионуклидного состава КФ ВАО (^{137}Cs с дочерним ^{137m}Ba , ^{90}Sr с дочерним ^{90}Y , а также ^{134}Cs), а также темпы снижения активности на этапе технологического хранения.

Таблица 2 - Оценка суммарной и удельной активности КФ ВАО от переработки ОЯТ для основного состава*) в зависимости от времени выдержки на этапе технологического хранения

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Время выдержки ОЯТ/ВАО, лет	Суммарная активность КФ ВАО, Бк	Удельная активность КФ ВАО, заключенной в боросиликатную матрицу, Бк/кг
10	1,61E+19	1,71E+12
30	1,00E+19	1,05E+12
70	3,91E+18	4,1E+11
90	2,45E+18	2,58E+11
145	6,73E+17	7,1E+10
180	2,96E+17	3,1E+10
210	1,46E+17	1,53E+10
240	7,24E+16	0,76E+10
300	1,77E+16	1,86E+09

*) основной состав КФ ВАО включает ^{90}Sr (с дочерним ^{90}Y), ^{137}Cs (с дочерним $^{137\text{m}}\text{Ba}$), ^{134}Cs

Предварительные результаты расчетных исследований показывают, что в течение технологического хранения до передачи РАО на захоронение удельная активность «короткоживущей» цезиево-стронциевой фракции снижается вследствие радиоактивного распада и через 240 лет будет составлять $0,76 \cdot 10^{10}$ Бк/кг, что ниже верхней границы критерия отнесения РАО к II классу радиационной опасности, равного 10^7 Бк/г [8]. Следовательно, продолжительность временного технологического хранения составляет ориентировочно 300 лет, после чего РАО подлежат захоронению в ПЗРО, размещаемых на глубине до 100 м [7].

Содержание примесных долгоживущих трансурановых и альфа-излучающих радионуклидов в составе ВАО от переработки ОЯТ. В научной литературе, посвященной обращению с ВАО от переработки ОЯТ ВВЭР, к наиболее перспективным технологическим решениям относят фракционирование – выделение из исходного раствора ОЯТ и ВАО целевых продуктов и минорных актинидов и выделение цезиево-стронциевой фракции. Технологически достижимая степень очистки ВАО от целевых радионуклидов и минорных актинидов для безопасного обращения с остеклованными РАО по разным сведениям варьируется от 99,9 до 99,99 % (U, Pu, Np, Am, Cm), до 99,9997 % (U) и 99,975 % (Pu) согласно расчетным оценкам [15]. Следовательно, при переработке ОЯТ вследствие возможных технологических потерь возможен переход в матрицу из боросиликатного стекла КФ ВАО в виде примеси значимых для безопасности долгоживущих радионуклидов и трансурановых элементов из перечня, приведенного в таблице 1.

Ниже приведены перечни примесных долгоживущих трансурановых и альфа-излучающих радионуклидов, значимых для долговременной безопасности при обращении с ВАО переработки ОЯТ АЭС с ВВЭР-1200:

- трансурановые: ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{237}Np , ^{245}Cm , ^{246}Cm , ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Am ;
- альфа-излучатели: ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U ;
- продукты деления и активации: ^{14}C , ^{63}Ni , ^{93}Zr , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{126}Sn , ^{151}Sm .

Расчетные исследования зоны влияния ПЗРО

В целях учета нормативных требований п. 57 [7] выполнены предварительные оценки защитных свойств модельной площадки ПЗРО, ранее отобранной в качестве перспективной для захоронения эксплуатационных РАО Белорусской АЭС [9]. Проведены тестовые расчетные исследования размеров зоны влияния ПЗРО при размещении КФ ВАО в сопоставлении с размерами зоны возможного влияния при захоронении РАО III класса радиационной опасности.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Задача исследования состоит в определении пространственной (в выбранном направлении) и временной границ для каждого радиологически значимого радионуклида в составе КФ ВАО, вне которых использование населением воды из подземного горизонта в качестве питьевой будет безопасным.

Модель миграции радионуклидов. Расчетные исследования безопасности ПЗРО, размещаемого на тестовой площадке, проведены методом математического моделирования миграционных процессов радионуклидов из источника загрязнения в окружающую геосферу (зону аэрации, грунтовые воды). Для описания миграционных процессов радионуклидов в контрольных объемах окружающей среды, потенциально подверженных радиационному воздействию со стороны объекта, использована обобщенная камерная модель перемешанной ячейки, реализованная в компьютерной программе MULTIBOX в версии 2019 г. (Свидетельство о регистрации компьютерной программы MULTIBOX № 265. – Минск: Нац. центр интеллектуальной собственности. – 15.12.2010).

Математическая модель основана на следующих предположениях:

- радионуклиды вымываются из РАО атмосферными осадками при гидравлически стационарных условиях;
- радиоактивное загрязнение из объема РАО в зоне аэрации и водоносном горизонте переносится в растворенной форме;
- учитывается взаимодействие радиоактивной примеси в системах «вода–РАО», состояние подсистемы «вода–грунт» равновесное и описывается линейным законом Генри;
- разбавление загрязнения в водоносном горизонте происходит в слое конечной толщины, соответствующей мощности водоносного горизонта;
- скорость движения инфильтрующейся влаги определяется нормой атмосферных осадков инфильтрационного питания подземных вод, а также проводимостью грунтов геосферы;
- пористая среда в выделенных контрольных объемах, в которых происходит миграция радионуклидов, однородная и изотропная;
- скорость движения подземных вод определяется законом Дарси.

При этих предположениях процессы в подсистемах модели (камерах) описаны системой обыкновенных дифференциальных уравнений массопереноса с усредненными параметрами, учитывающими при химически равновесных и гидравлически стационарных условиях вымывание и конвективный перенос радионуклидов инфильтрующейся влагой и грунтовыми водами, взаимодействие радиоактивной примеси с грунтами и радиоактивный распад.

Информация о характеристиках источника загрязнения. Расчетные исследования выполнены для модельного ПЗРО на основе предварительных сведений, представленных в работе [9]. Для рассматриваемой площадки имеются разрезы опорной картировочной скважины с параметрами пород и два геолого-гидрогеологических разреза: один – разрез с севера на юг; второй – с запада на восток. В результате получены два вектора направлений потока грунтовых вод. Задача была упрощена за счет рассмотрения потока грунтовых вод в одномерном приближении и в одном направлении. Предполагалось, что радиоактивное загрязнение будет преимущественно мигрировать с грунтовыми водами в направлении потока в сторону реки Вилия. Преобладающие мощности зоны аэрации на площадке № 2 составляют величину от 11,0 до 13,0 м при среднем значении 12,5 м. Общая мощность песков, залегающих с поверхности варьируется от 0 до 2,0 м. На этой площадке мощность кончюморенных супесей варьируется в пределах 11,0–20,0, а глубина залегания уровня подземных вод 11,0–13,0 м.

Для оценки влияния ПЗРО на защищенность грунтовых вод от загрязнения радионуклидами, их качество и безопасность водопользования для населения были

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

рассчитаны концентрации рассматриваемых опасных радионуклидов в камерах расчетной модели, соответствующих заданным расстояниям от ПЗРО в предполагаемом направлении потока грунтовых вод и в области их высачивания, а также суммарные годовые эффективные дозы от потребления населением загрязненной питьевой воды.

Радиологические критерии оценки безопасности хранения РАО.

В качестве критерия безопасности ПЗРО применялся критерий безопасного водопользования безопасного водопользования:

$$K = C_{wmaxj} / C_{pyj} \leq 1, \quad (2)$$

где C_{wmaxj} – расчетная максимальная по времени концентрация отдельного радионуклида j в водоносном горизонте или в месте водопользования; C_{pyj} – референтный (допустимый) уровень содержания радионуклида j в питьевой воде.

По предварительным данным предполагаемая мощность слоя отходов в источнике (высота объема РАО) состоит из слоя НАО и САО 6,0 м и слоя ОНАО ~ 1 м, т.е. в данном исследовании принята суммарная мощность слоя РАО ~ 7 м. Размеры источника в плане: занимаемая площадь РАО ~ $5,03 \cdot 10^3$ м². С учетом пропорций планируемого сооружения захоронения РАО в данном исследовании ориентировочно принято: длина источника $L \sim 90$ м, ширина – $B \sim 56$ м.

Результаты расчетных исследований зоны влияния ПЗРО на тестовой площадке

Вариант 1. Размещение в ПЗРО РАО категории НАО.

В таблице 3 приведены Радиационные и дозиметрические характеристики радионуклидов, отобранных для проведения тестового расчета возможных размеров зоны потенциального влияния ПЗРО (РАО III, IV класса радиационной опасности).

Результаты тестового расчета удельных активностей радионуклидов в водоносном слое на входе и на заданных расстояниях от планируемого ПЗРО приведены на рисунке 1.

Расчетные исследования показали, что водоносный горизонт могут достичь миграционно-подвижные радионуклиды, слабо сорбируемые грунтами зоны аэрации ³H, ¹⁴C, ³⁶Cl, ⁹⁹Tc, ¹²⁹I.

Таблица 3 – Радиационные и дозиметрические характеристики радионуклидов, отобранных для проведения тестового расчета возможных размеров зоны потенциального влияния ПЗРО (III, IV класса радиационной опасности)

Радио нуклид	Период полураспада, год	Постоянная распада, 1/год	Дозовый коэффициент от потребления воды	Объемная активность на момент загрузки РАО, С _ю , Бк/м ³	Объемная активность на момент закрытия ПЗРО, С _{ю+70} , Бк/м ³
³ H	12,3	0,0563	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$1,05 \cdot 10^{11}$	$2,04 \cdot 10^9$
⁹⁰ Sr	28,6	0,0242	$2,8 \cdot 10^{-8}$	$3,4 \cdot 10^9$	$6,25 \cdot 10^8$
¹³⁷ Cs	30,17	0,023	$1,3 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{10*})$	$4,00 \cdot 10^9$
¹⁴ C	5730,0	$1,21 \cdot 10^{-4}$	$5,8 \cdot 10^{-10}$	$1,47 \cdot 10^9$	$1,46 \cdot 10^9$
³⁶ Cl	$3,01 \cdot 10^5$	$2,30 \cdot 10^{-6}$	$9,3 \cdot 10^{-10}$	$1,4 \cdot 10^7$	$1,4 \cdot 10^7$
⁹⁹ Tc	$2,13 \cdot 10^5$	$3,25 \cdot 10^{-6}$	$7,8 \cdot 10^{-10}$	$1,0 \cdot 10^6$	$1,0 \cdot 10^6$
¹²⁹ I	$1,57 \cdot 10^7$	$4,41 \cdot 10^{-8}$	$1,1 \cdot 10^{-7}$	$1,1 \cdot 10^5$	$1,1 \cdot 10^5$

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Сумма отношений активностей радионуклидов к их референтным уровням

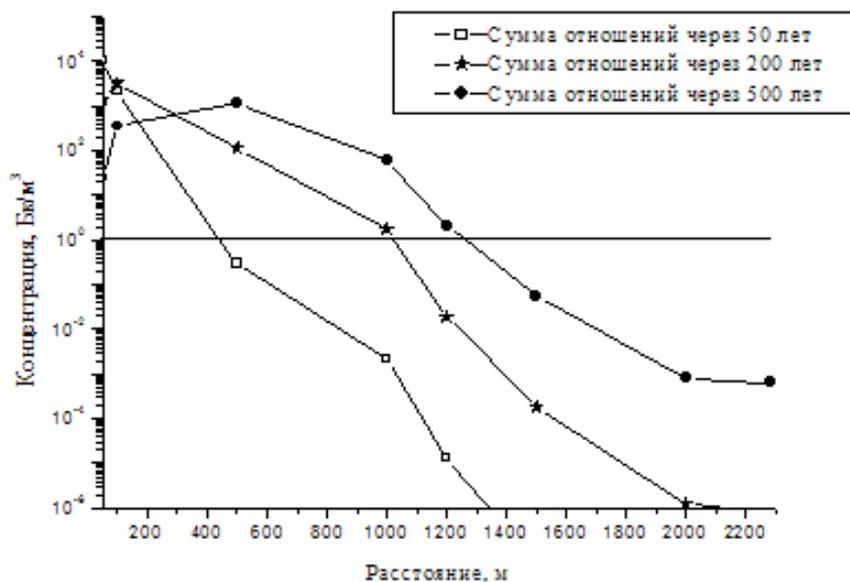


Рис. 1 - Суммы отношений активностей радионуклидов к их референтным уровням через 50, 200 и 500 лет

На рисунке 2 представлены размеры зоны влияния ПЗРО, полученные на основании расчетов эффективных годовых доз от потребления человеком загрязненной радионуклидами питьевой воды при размещении РАО категории НАО.

Анализ, показал, что превышение граничной дозы 0,3 мЗв в год для времени до 50 лет после закрытия ПЗРО будет иметь место на расстоянии 400 м; до 200 лет – на расстоянии менее 900 м, через 500 лет – на расстоянии до 1200 м. На временном промежутке до 200 лет на расстоянии от ПЗРО более 1000 м превышения граничной годовой дозы 0,3 мЗв не ожидается, позже может быть превышение на расстоянии до 1200 м, в основном, за счет радиоактивного углерода ¹⁴C [9].

Расчетные исследования долговременной безопасности модельного ПЗРО, с учетом миграционного опасных радионуклидов ³H, ¹⁴C, ³⁶Cl, ⁹⁹Tc, ¹²⁹I в составе захораниваемых РАО III-IV класса показали, что зоной возможного влияния ПЗРО в течение 500 лет после его закрытия при заданных начальных условиях является территория на расстоянии 1200 м в направлении к реке Виля.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

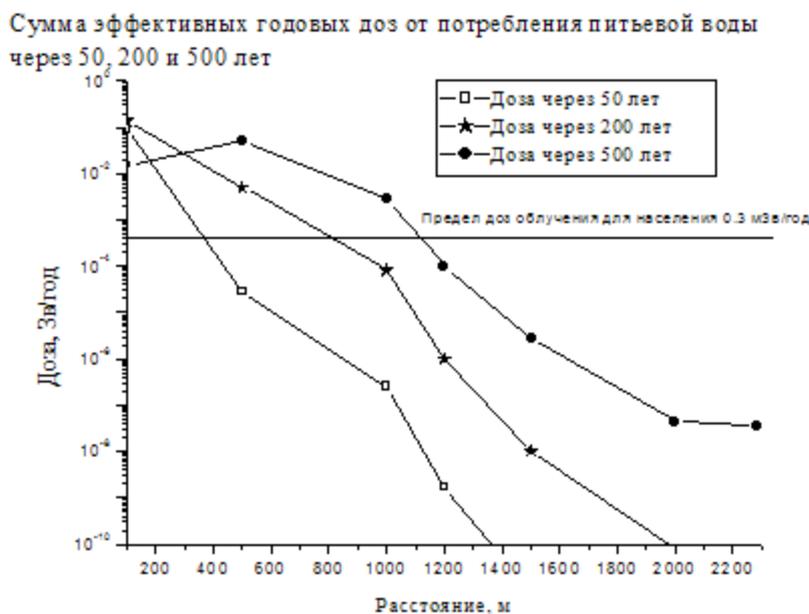


Рис. 2 - Эффективные годовые дозы для человека от потребления питьевой воды на заданных расстояниях от хранилища через 50, 200 и 500 лет

Вариант 2. Размещение в ПЗРО КФ ВАО после выдержки 300 лет на этапе временного хранения

Радиационные характеристики основных радионуклидов в составе КФ ВАО на момент предполагаемой загрузки в ПЗРО, удельная активность которых на этапе временного технологического хранения снизилась до уровня РАО II класса радиационной опасности, приведены в таблице 4.

Таблица 4 Радиационные характеристики основных радионуклидов в составе КФ ВАО

Радио нуклид	Период полураспада, год	Дозовый коэффициент от потребления воды	Удельная активность на момент загрузки Бк/кг	Активность на момент загрузки РАО, С ₁₀ , Бк	Объемная активность на момент загрузки С ₁₀₊₇₀ , Бк/м ³
⁹⁰ Sr	28,6	2,8·10 ⁻⁸	4,34·10 ⁹	4,12·10 ¹⁶	1,17·10 ¹³
¹³⁷ Cs	30,17	1,3·10 ⁻⁸	3,31·10 ⁹	3,14·10 ¹⁶	8,94·10 ¹²

На рисунке 3 представлены результаты расчетных исследований зависимости от расстояния максимальной эффективной дозы облучения населения при пероральном пути поступления ⁹⁰Sr – употреблении загрязненной радионуклидом воды в источнике водопользования: верхняя кривая – результаты для КЖ фракции (вариант 2); нижняя – для НАО (вариант 1).

Результаты анализа миграции радионуклидов показали, что радионуклид ¹³⁷Cs в силу своих физико-химических свойств эффективно удерживается слагающими зону аэрации площадки грунтами, так что за время до 2000 лет его концентрация его на выходе в грунтовые воды не превысит референтных уровней, как для эксплуатационных РАО категории НАО, так и для КЖ фракции продуктов переработки ОЯТ.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО



Рис. 3 - Зависимости от расстояния максимальной эффективной дозы облучения населения при пероральном пути поступления загрязненной ^{90}Sr воды в источнике водопользования: верхняя кривая – результаты для КЖ фракции; нижняя – РАО категории для НАО

Сравнительный анализ проводился по результатам расчетных исследований миграции радионуклида ^{90}Sr . Анализ зависимости годовой эффективной дозы облучения населения от расстояния от объекта, показал, что граничная доза облучения 0,3 мЗв в год, в случае размещения в ПЗРО КЖ фракции (II класс радиационной опасности) не будет превышать на расстоянии 370 м от объекта через 500 лет после закрытия.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Проведены комплексные предпроектные исследования размеров зоны влияния ПЗРО при размещении КФ ВАО от переработки ОЯТ Белорусской АЭС.

2. Сформирован перечень радиологически значимых радионуклидов, полученный с использованием процедуры ранжирования по потенциальной дозе облучения населения из обобщенного перечня радионуклидов, присутствующих в ВАО переработки ОЯТ ВВЭР с выделением короткоживущей цезиево-стронциевой фракции. Показано, что основные радиологически значимые долгоживущие радионуклиды останутся в выделяемой целевой фракции изотопов урана и плутония и в составе остеклованных ВАО от переработки ОЯТ.

3. Получены предварительные оценки суммарной и удельной активностей в зависимости от времени выдержки на этапе временного технологического хранения ОЯТ Белорусской АЭС (5294 шт ОТВС) и ВАО его переработки.

4. Выявлены предпосылки для безопасного захоронения приповерхностным способом возвращаемой в Республику Беларусь «короткоживущей фракции» переработки ОЯТ: оцененный интервал времени для технологического хранения КФ ВАО по основному перечню (радионуклиды ^{137}Cs , ^{90}Sr (с продуктами их распада) и радионуклида ^{134}Cs) составляет величину ориентировочно 300 лет, после которого удельная активность КФ ВАО снижается до среднего уровня активности (до $0,76 \text{ E}+10 \text{ Бк/кг}$).

5. Предварительные оценки защитных свойств модельной площадки ПЗРО ранее отобранной в качестве перспективной для захоронения эксплуатационных РАО Белорусской АЭС показали, что при размещении на захоронение РАО III-IV класса с учетом миграционных опасных радионуклидов ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{99}Tc , ^{129}I зоной возможного влияния ПЗРО в течение 500 лет после его закрытия при заданных начальных условиях является территория на расстоянии 1200 м в направлении к реке Виляя.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

В случае размещения в ПЗРО КЖ фракции (после достижения ими II класса радиационной опасности) по результатам расчетных исследований миграции радионуклида ^{90}Sr показано, что граничная доза облучения населения 0,3 мЗв в год, не будет превышать на расстоянии 370 м от объекта через 500 лет после закрытия.

Радионуклид ^{137}Cs эффективно удерживается слагающими зону аэрации площадки грунтами, так что за время до 2000 лет его концентрация его на выходе в грунтовые воды не превысит референтных уровней, как для эксплуатационных РАО категории НАО.

ЛИТЕРАТУРА

1. О Стратегии обращения с радиоактивными отходами [Электронный ресурс]: постановление Совета Министров Республики Беларусь от 15 февр. 2023 № 128 // Национальный правовой Интернет-портал Республики Беларусь. – Режим доступа: <https://pravo.by/document/?guid=12551&p0=C22300128&p1=1&p5=0>. – Дата доступа: 20.05.2025.

2. Об утверждении Стратегии обращения с отработавшим ядерным топливом Белорусской атомной электростанции [Электронный ресурс]: постановление Совета Министров Республики Беларусь от 22 авг. 2019 № 558 // Национальный правовой Интернет-портал Республики Беларусь. – Режим доступа: <https://pravo.by/document/?guid=12551&p0=C21900558>. – Дата доступа: 20.05.2025.

3. Соглашение между Правительством Республики Беларусь и Правительством Российской Федерации о сотрудничестве в строительстве на территории Республики Беларусь атомной электростанции от 15 марта 2011 г.

4. Соглашение между Правительством Республики Беларусь и Правительством Российской Федерации о сотрудничестве в области обращения с отработавшим ядерным топливом от 21 ноября 2022 г.: ратифицировано законом Республики Беларусь от 5 мая 2023 г. № 262-3.

5. Сбалансированный топливный цикл как основа успешного развития атомной энергетики / Т.А. Александрова [и др.] // X Междунар. конф. «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века»: доклады, Минск, 28–31 мая 2024 г. / Гос. научн. учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» НАН Беларуси. – Минск, 2024. – С. 122–129.

6. Сбалансированный ЯТЦ. Новый бренд на рынке заключительной стадии ЯТЦ [Электронный ресурс] / И.В. Гусаков-Станюкович. АО ТЕХСНАБЭКСПОРТ, от 19.09.2022 – Режим доступа: <http://atominfo.ru/newsz05/a0501.htm>.

7. НП «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (утв. пост. МЧС РБ от 28.09.2010 № 47 (в ред. пост. от 24.06.2017 № 33, 05.06.2023 № 36).

8. Положение о порядке и критериях отнесения радиоактивных отходов к классам радиационной опасности (утв. Пост. Совета Министров РБ от 21.08.2020 № 497).

9. Ранжирование конкурентных площадок по степени влияния на защищенность и безопасность водопользования при размещении ПЗРО РАО Белорусской АЭС / Н.М. Ширяева [и др.]. – Минск, 2019. – 44 с. – (Препринт ОИЭЯИ-74).

10. Исследование характеристик РАО от переработки ОЯТ реакторов ВВЭР-1200 в контексте оценки долговременной безопасности / Н.Д. Кузьмина, Н.В. Горбачева, Н.В. Кулич, Ю.А. Корчева // Энергетическая стратегия. – 2025. - № 3 (105). – С. 44 – 48.

11. Прогнозные оценки радиационного и дозового эквивалентов отработавшего ядерного топлива Белорусской АЭС и высокоактивных радиоактивных отходов его переработки / Н.В. Горбачева [и др.] // IX Междунар. конф. «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века»: доклады, Минск, 8–11 ноября 2022 г. / Гос. научн.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» НАН Беларуси. – Минск, 2022. – С. 49–54

12. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по формированию перечня радионуклидов, контролируемых в кондиционируемых радиоактивных отходах предприятий ядерного топливного цикла» (РБ-004-21) [Электронный ресурс]: утв. приказом Федеральной службы по экологическому технологическому и атомному надзору от 7 июля 2021 № 251. – Режим доступа: <https://www.secnrs.ru/orders/ord-251-2021.pdf>. – Дата доступа: 20.05.2025.

13. Гигиенический норматив «Критерии оценки радиационного воздействия» [Электронный ресурс]: утв. постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 25 янв. 2021 № 37 (в ред. постановления Совета Министров Республики Беларусь от 29 нояб. 2022 № 829) // Национальный правовой Интернет-портал Республики Беларусь. – Режим доступа: <https://pravo.by/document/?guid=12551&p0=C22200829>. – Дата доступа: 20.05.2025.

14. Ранжирование долгоживущих радионуклидов ядерного топливного цикла Белорусской АЭС по вкладам в потенциальную биологическую опасность / Н.В. Горбачева [и др.] // Весці НАН Беларусі. Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2023. – № 1. – С. 72–81.

15. Методический подход к определению радиологически значимых радионуклидов для оценки долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов / А.А. Самойлов [и др.] // Вопросы радиационной безопасности. – 2017. – № 3 (87). – С. 21–31.

16. Объем радиоактивных отходов переработки облученного ядерного топлива ВВЭР-1000 и варианты его фракционирования / В.А. Кашеев [и др.] // Атомная энергия. – 2019. – Т. 127, № 2. – С. 82–87.

17. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водородных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных» (РБ-093-20) [Электронный ресурс]: утв. приказом Федеральной службы по экологическому технологическому и атомному надзору от 11 мар. 2021 № 106. – Режим доступа: <https://www.secnrs.ru/orders/ord-106-2020.pdf>. – Дата доступа: 20.05.2025.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ И ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С НЕКОНДИЦИОННЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ РЕАКТОРОВ РБМК-1000

В. А. Чернов¹, С. А. Николаев¹, С. А. Богданов¹, Г. М. Бежунов¹, А. В. Мастеров¹, Н. В. Кузин¹, Н. С. Рыков¹, Д. В. Волнистов¹, Ю. В. Красников²,
А.М. Степанов²

¹АО "ГНЦ РФ-ФЭИ", Обнинск, Россия

²ООО "Инженерное Бюро ВАСО", Воронеж, Россия

эл. почта: snikolaev@ippe.ru

Введение

За время эксплуатации 1-2 блоков Ленинградской АЭС в приреакторных бассейнах выдержки накопилось большое количество некондиционного отработавшего ядерного топлива (НОЯТ), вывоз которого в хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) по штатной технологии был невозможен. К НОЯТ относят:

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

- ОЯТ, отнесенное к негерметичному по показаниям системы контроля герметичности оболочек;
- отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) после демонтажа их частей и отдельных твэлов для проведения научно-исследовательских работ, размещенные в отдельных пеналах;
- ОТВС, у которых отсутствует информация по начальному обогащению и (или) времени выдержки после извлечения из реактора.

В соответствии с технологией обращения с некондиционными ОТВС (НОТВС), для возможности транспортировки каждая НОТВС разделяется на два пучка, каждый из которых помещается в отдельную герметичную ампулу.

НОТВС может содержать до ~ 3 кг ядерных делящихся нуклидов (ЯДН), активность может достигать $\sim 10^5$ Ки, выход нейтронов – до $\sim 10^7$ н/с. Активность воды в пеналах с НОТВС может достигать 0.1 Ки/л. Обращение с НОЯТ требует соблюдения требований ядерной и радиационной безопасности, а также учета и контроля ядерных материалов (ЯМ) в соответствии с документами [1-6]. При обращении с НОЯТ необходимо:

- исключить нарушения целостности твэлов и образование просыпей топлива в пеналах и бассейне выдержки;
- подобрать для НОЯТ ампулы соответствующего диаметра;
- минимизировать радиационное облучение персонала.

Для диагностики НОЯТ и пеналов и последующей паспортизации каждой ампулы с пучком или фрагментом ОТВС требовалось спроектировать и изготовить измерительные установки, разработать и аттестовать соответствующие методики измерений. Кроме этого, необходимо оборудование для контроля локализации и массы ЯМ в возможных просыпях на дне бассейна, которые могут образоваться при разделке пеналов с НОТВС. Оборудование должно работать в максимально автоматизированном режиме, чтобы уменьшить дозовые нагрузки на персонал.

Для проведения необходимых работ на Ленинградской АЭС разработаны следующие измерительные установки:

- оборудование для диагностики НОТВС;
- установка паспортизации ЯМ на основе установки МКС РБМК (УП МКС РБМК);
- установка паспортизации ЯМ на основе импульсного нейтронного источника (УП ИНГ);
- установка контроля наличия просыпей ядерного топлива в иловых отложениях на основе импульсного нейтронного источника (УК ИНГ).

Кроме этого, с использованием штатных крановых весов выполняется взвешивание ампул с пучками твэлов в целях учета и контроля ЯМ.

Установки разработаны для подводной эксплуатации в условиях приреакторного бассейна выдержки. Для каждой установки разработана и аттестована соответствующая методика измерений.

В докладе приведено описание разработанного оборудования и методик измерений, опыт их применения на Ленинградской АЭС.

Оборудование для диагностики НОТВС

Система диагностики НОТВС предназначена для определения состава, формы, массы НОТВС, наличия и формы дефектов НОТВС.

Состав системы диагностики НОТВС (рис. 1):

- гнездо в БВ для размещения пенала с НОТВС;
- весовое оборудование;

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

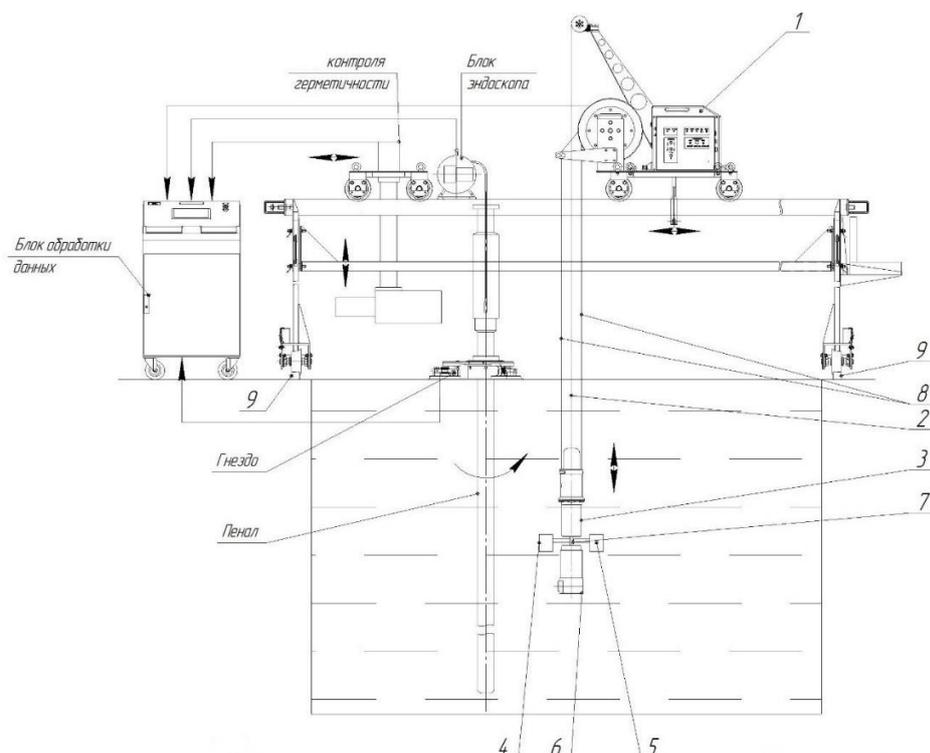
Обоснование безопасности захоронения РАО

- установка оперативного контроля герметичности топлива;
- установка визуального контроля состояния НОТВС на основе технических радиационностойких эндоскопов;
- оборудование визуального контроля состояния внешней поверхности пенала с НОТВС;
- установка гамма-сканирования активной части НОТВС.
- Диагностика выполняется следующим образом:
 - с помощью установки оперативного контроля герметичности (УОКГ) и методики измерений [7] определяется степень негерметичности НОТВС с целью разделки негерметичных НОТВС после герметичных для уменьшения дозовой нагрузки на персонал;
 - пенал с НОТВС подается на специальное гнездо в БВ, позволяющее обеспечить нормированное вращение пенала с точностью ± 1 град;
 - производится взвешивание пенала с НОТВС с точностью ± 100 г;
 - с использованием специального программного обеспечения вычисляется масса НОТВС с учетом массы конденсата в пенале, уровня и температуры конденсата в БВ, а также с учетом геометрических размеров пенала;
 - полученная масса НОТВС сравнивается с массой кондиционной ОТВС, определяется недостаток или избыток массы и делается предварительный вывод о целостности НОТВС, количестве недостающих твэл либо наличии дополнительного содержимого в пенале;
 - с помощью технического эндоскопа и специального устройства доставки проводится предварительный осмотр и ревизия несущей части НОТВС до верхнего пучка твэл, либо другого содержимого пенала;
 - выполняется внешний осмотр пенала с использованием устройства доставки «Ихтиандр» совместно с гиросtabilизированной платформой «Ихтиандр-3» (рис. 2) и видеокамеры для осмотра пенала для уточнения заключения о состоянии и целостности пенала с НОТВС;
 - производится сканирование активной части пенала с НОТВС с использованием устройства доставки «Ихтиандр» совместно с гиросtabilизированной платформой «Ихтиандр-3» и набора блоков детектирования гамма-излучения в коллиматорах с целью уточнения заключения о целостности НОТВС и определения координаты для реза по стержню между верхним и нижним пучками твэл (в случае невозможности извлечения НОТВС из пенала).

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО



- 1 – установка «Ихтиандр»; 2 – кабель-канал; 3 – гиросtabilизированная платформа; 4 – блоки детектирования гамма-излучения; 5 – противовесы; 6 – блок видеосъемки; 7 – поворотный вал; 8 – кабели детекторов гамма-излучения; 9 – рельс напольной машины

Рис.1 - Схема размещения оборудования для диагностики НОТВС

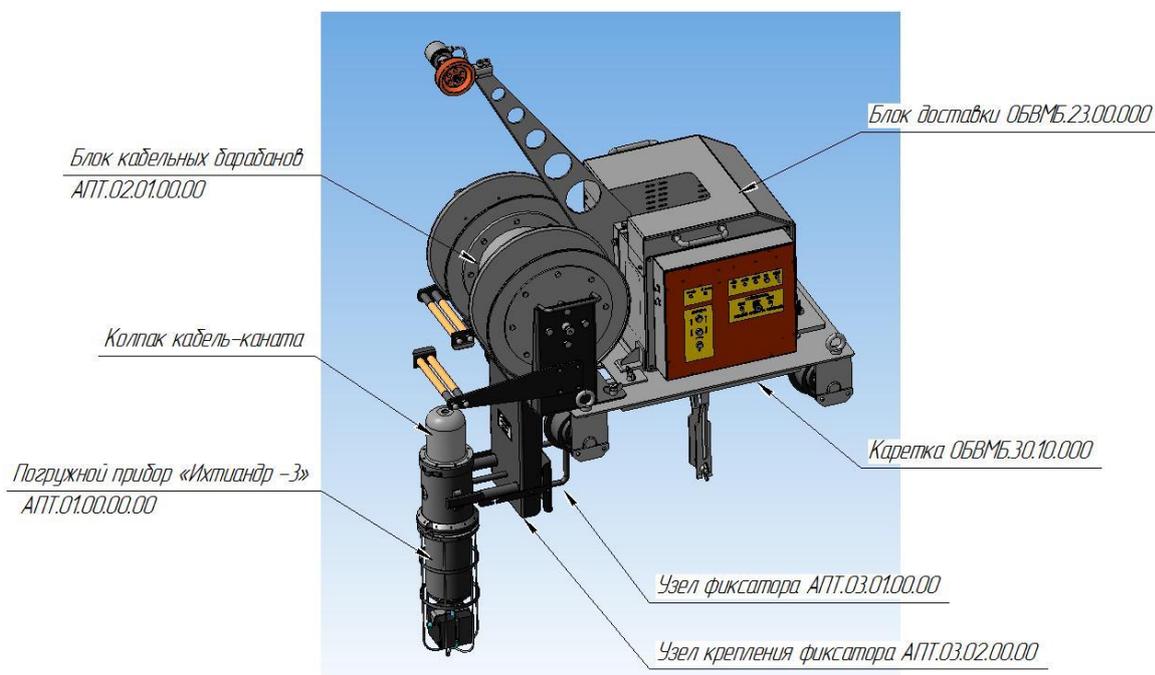


Рис. 2 - Устройство доставки «Ихтиандр» совместно с гиросtabilизированной платформой «Ихтиандр-3»

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

По результатам диагностики составляется протокол с указанием координат стержня между верхним пучком твэл (ВПТ) и нижним пучком твэл (НПТ).

Установка паспортизации ЯМ на основе установки МКС РБМК.

Установка паспортизации ЯМ на основе установки МКС РБМК (УП МКС) предназначена для определения параметров целостных верхних пучков твэлов (ВПТ) и нижних пучков твэлов (НПТ), упакованных в ампулы разного диаметра (102, 120 и 200 мм). С помощью этой установки выполняется паспортизация основного количества НОЯТ.

Определяемыми параметрами НОТВС являются выгорание, изотопный состав (массы отдельных изотопов урана и плутония, суммарные массы изотопов урана и плутония по отношению к начальной массе урана), а также активность и остаточное тепловыделение. Данные параметры рассчитываются на основе результатов измерений нейтронного излучения, мощности дозы и спектров гамма-излучения ОЯТ, полученных с помощью оборудования установки паспортизации ЯМ, в соответствии с методикой измерений [8]. Расширенная неопределенность измерений суммарной массы изотопов урана и плутония составляет 1.3 и 12%, соответственно.

Оборудование УП МКС показано на рис. 3, размещение оборудования относительно НОТВС – на рис. 4.

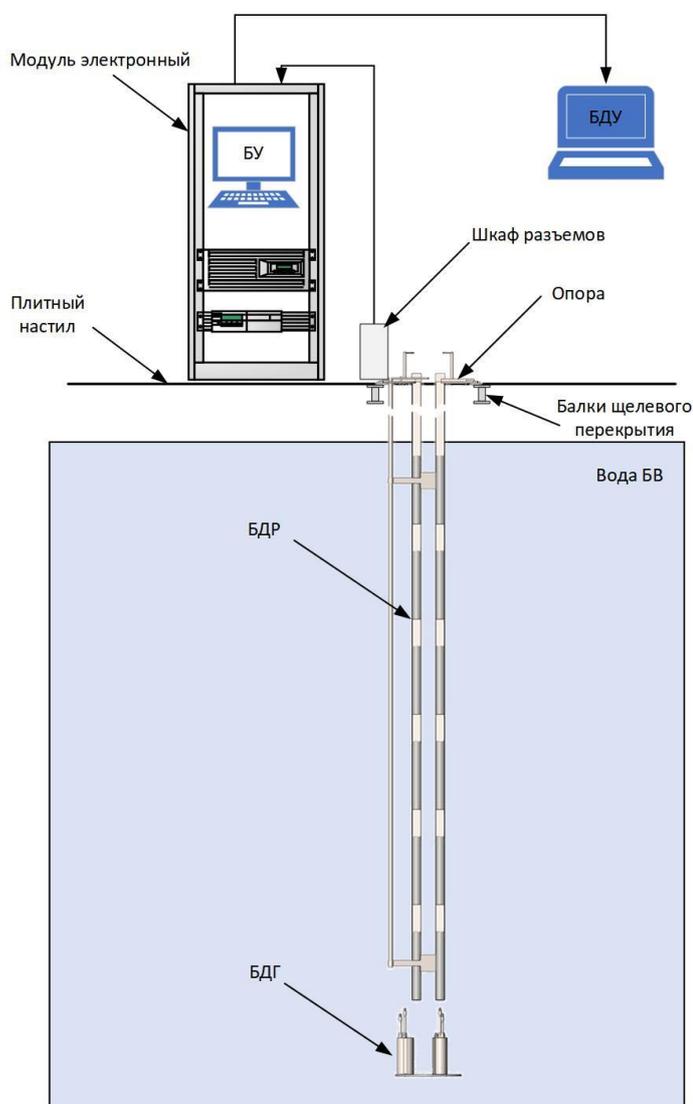


Рис. 3 - Оборудование УП МКС

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

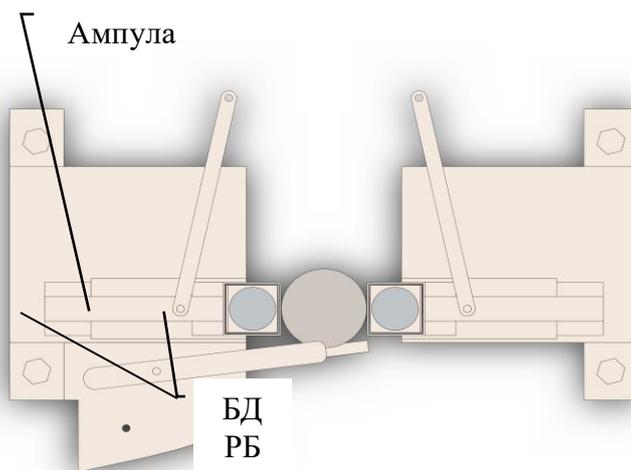


Рис. 4 - Размещение оборудования УП МКС относительно ОТВС

Блоки детектирования гамма-излучения спектрометрические (БДС) на основе CdZnTe детекторов и блоки детектирования гамма-излучения дозиметрические (БДД) на основе алмазных дозиметров образуют блок детекторов градуировочный (БДГ). Блоки детектирования нейтронов (БДН) на основе счетчиков нейтронов (12 шт.) образуют блок детекторов рабочий (БДР).

Установка паспортизации ЯМ на основе импульсного нейтронного источника

УП ИНГ предназначена для измерений массы ЯДН в НОЯТ в виде фрагментов НОТВС, отрезков твэлов, просыпей с ОЯТ, элементов с отложениями ОЯТ или фильтров модуля перекачки и фильтрации воды, размещенных в ампулах диаметром от 102 до 200 мм. К ЯДН относятся нуклиды ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu .

Определение массы ЯДН выполняют активным нейтронным импульсным методом измерений с использованием импульсного нейтронного генератора и измерительной установки с детекторами надкадмиевых нейтронов с временной селекцией регистраций нейтронов, в соответствии с методикой измерений [9]. Схема размещения оборудования УП ИНГ и контролируемой ампулы с НОЯТ приведена на рис. 5.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

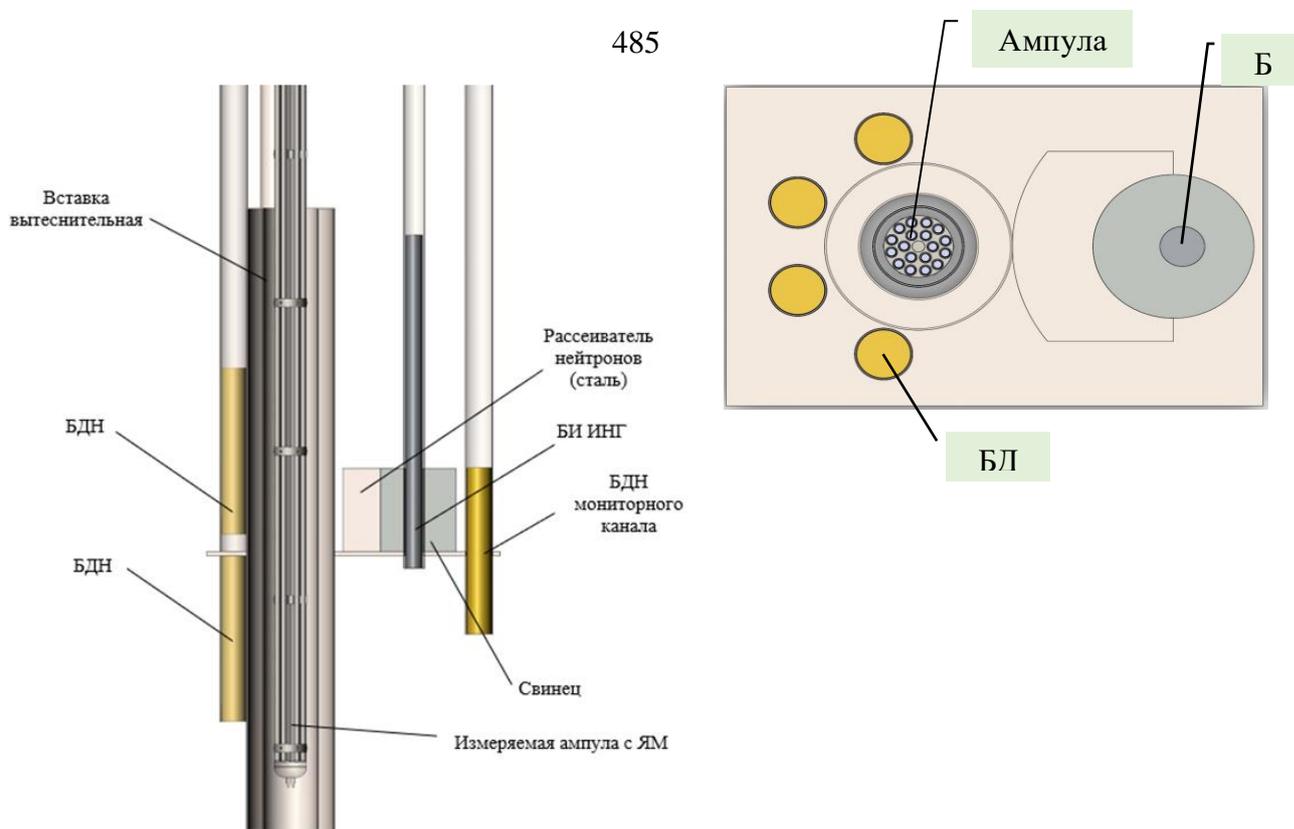


Рис. 5 - Схема размещения оборудования УП ИНГ и контролируемой ампулы с НОЯТ

Блок детекторов имеет измерительную камеру для проведения измерений с ампулой с ЯМ, размещенную на глубине 7 м (верхняя точка измерительной камеры) от балок бассейна выдержки кассет (БВК). БДН и блок излучателя ИНГ (БИ) в полых герметичных каналах размещаются на глубине ~ 8 м под балками БВК на уровне высоты измерительной камеры. При измерении ампул диаметром 102 мм и 120 мм в измерительную камеру помещается вытеснительная вставка. БДН мониторингового канала служит в качестве детектора потока нейтронов ИНГ.

БИ располагается в отдельном канале блока ИНГ блока детекторов в конструкции, предназначенной для рассеивания нейтронов, состоящей из стального и свинцового замедлителей, мишень БИ располагается на середине высоты измерительной камеры УП ИНГ.

Минимальная измеряемая масса ЯДН в ампулах на участке высотой 80 см. составляет 5 г. Определение массы остальных учетных ЯМ производится на основе массы ЯДН и нуклидных векторов.

Установка контроля просыпей ядерного топлива в иловых отложениях на основе импульсного нейтронного источника

УК ИНГ предназначена для измерений массы ЯДН в иловых отложениях бассейнов выдержки с помощью ИНГ по специально разработанной методике [10].

Оборудование УК ИНГ показано на рис. 6.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

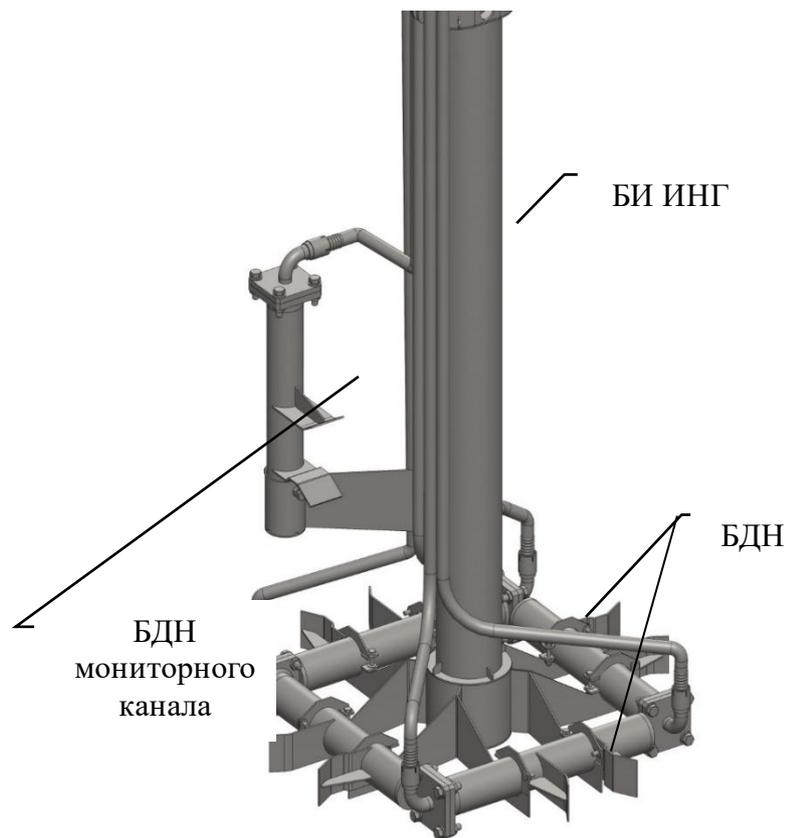


Рис. 6 - Оборудование УК ИНГ

БДН в количестве 4 шт. размещаются на металлическом каркасе в горизонтальной плоскости. БДН в количестве 1 шт. устанавливается параллельно БИ ИНГ на штанге, закрепленной на металлическом каркасе, и служит в качестве детектора потока нейтронов ИНГ. По центру каркаса в вертикальной плоскости закреплен сухой канал для размещения БИ ИНГ, выполняющий также функцию несущей штанги блока детекторов.

Минимальная детектируемая масса ЯДН составляет 5 г.

Опыт использования на Ленинградской АЭС

Работы по диагностике и паспортизации НОЯТ были выполнены на энергоблоках № 1 и № 2 Ленинградской АЭС в 2023-2024 гг. Всего было измерено более ста ампул с пучками НОТВС и элементами НОТВС.

Кроме ампул с пучками НОТВС и отдельными частями НОТВС, были проведены измерения длинномерных объектов-пеналов для определения наличия или отсутствия ЯДН. Данные пеналы измерялись в нестандартной геометрии ввиду невозможности размещения пенала в измерительной полости установки. Измерения проводились при перемещении пенала шагами по высоте с последующим измерением.

Заключение

На начальной стадии вывода из эксплуатации блоков АЭС типа РБМК на энергоблоках 1,2 Ленинградской АЭС было успешно внедрено автоматизированное оборудование для диагностики и паспортизации некондиционного ОЯТ, что позволило произвести разделку и запеналивание некондиционного ОЯТ, выполнить требования ядерной и радиационной безопасности и системы государственного учета и контроля ядерных материалов, полностью удалить ядерные материалы из бассейнов выдержки и

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

перевести энергоблоки в ядерно- безопасное состояние. В 2026 году планируется внедрение аналогичного оборудования на Курской АЭС.

ЛИТЕРАТУРА

- 1 Правила по безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. НП-061-05.
- 2 Основные отраслевые правила ядерной безопасности при использовании, переработке, хранении и транспортировании ядерно-опасных делящихся материалов. ПБЯ-06-00-2016.
- 3 Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. НП-053-16.
- 4 Нормы радиационной безопасности. НРБ-99/2009.
- 5 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. ОСПОРБ-99/2010.
- 6 Основные правила учета и контроля ядерных материалов. НП-030-19.
- 7 Методика измерений удельной активности воды в пеналах с ОТВС реакторов РБМК (Шифр МА-01.2023)» № 613/159-2023. Свидетельство об аттестации № 159/RA.RU.311242.
- 8 Методика измерений параметров некондиционного ОЯТ реакторов РБМК-1000. (Шифр МИСН-02.2023)», № 613/154-2023. Свидетельство об аттестации № 154/RA.RU.311242/2023. Регистрационный код в Федеральном реестре ФР.3.40.2022.00349.
- 9 Методика измерений массы ЯДН с помощью установки паспортизации ядерных материалов на основе импульсного нейтронного источника (Шифр МИЯМ-02-2023), № 029/158-2023. Свидетельство об аттестации № 158/RA.RU.311242/2023. Регистрационный код в Федеральном реестре ФР.3.38.2023.00368.
- 10 Методика измерения массы ЯДН с помощью установки контроля наличия просыпей ядерного топлива в иловых отложениях на основе импульсного нейтронного источника (Шифр МИЯДН-05.2023)», 029/163-2023. Свидетельство об аттестации № 163/RA.RU.311242/2023 от 15.09.2023. Регистрационный код в Федеральном реестре ФР.3.38.2023.00397.

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМИ ВЫЕМНЫМИ ЧАСТЯМИ И ОЯТ РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ В П.ГРЕМИХА

Е. В. Девкина, С. А. Николаев, И. Р. Суслов, В. А. Чернов
АО "ГНЦ РФ-ФЭИ", Обнинск, Россия
эл. почта: snikolaev@ippe.ru

Введение

В соответствии с принятым в 2012 г. в Госкорпорации «Росатом» решением, в отделении Гремиха СЗЦ «СевРАО» - филиала ФГУП «РАДОН» в 2012-2024 гг. производилась покассетная разборка отработавших выемных частей (ОВЧ) реакторов с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»
Обоснование безопасности захоронения РАО

Обращение с ОВЧ является технически сложной задачей, требующей строгого соблюдения норм и требований ядерной и радиационной безопасности, чёткой организации работ и высокой квалификации персонала. Активность ОВЧ в зависимости от энерговыработки и времени хранения составляла до 10^{16} Бк, выход нейтронов - до $5 \cdot 10^9$ н/с.

В процессе разборки ОВЧ и выгрузки кассет из ОВЧ выполнялись следующие технологические операции:

- разогрев сплава в баке хранения ОВЧ и извлечение ОВЧ из сплава;
- транспортировка ОВЧ в специальном баке разборки на кантователь, поворот ОВЧ на 180 градусов и размещение ОВЧ на специальном стапеле разборки;
- демонтаж днища, фильтра, нижней твэльной решетки; разборка активной зоны ОВЧ с размещением кассет с ОЯТ в контейнеры ТК-6 и ТУК-108/1;
- размещение ОВЧ без топлива в ТУК-143 и транспортировка на площадку хранения.

На всех этапах проведения работ делалось расчётное сопровождение, с учётом индивидуальных особенностей каждой ОВЧ, для обоснования ядерной и радиационной безопасности согласно требованиям НРБ-99/2009, ОСПОРБ-99/2010, НП-061-05, НП-053-16, в том числе расчеты биологической защиты:

- боковой защиты стапеля разборки;
- защиты на плите наведения;
- дополнительной защиты ТУК-143.

Оценка радиационной обстановки при разборке ОВЧ имеет ряд особенностей, которые нужно учитывать при выборе расчётных средств. Такие особенности заключаются в следующем:

- сильное ослабление потоков нейтронов и гамма-квантов (для отдельных задач кратность ослабления может достигать 10-12 порядков);
- сложная трёхмерная геометрия;
- большой объём вычислений.

Источниками излучения являются отработавшее ядерное топливо, конструкционные материалы, органы регулирования. Все эти источники имеют различный спектр и форму. Для каждого типа источника необходимо создавать отдельную расчётную модель и проводить расчёты, следовательно, объём работ увеличивается в несколько раз. Появляется необходимость оптимизировать временные затраты за счёт более быстродействующих методик.

Погрешность расчёта состоит из нескольких компонент:

- технологическая;
- погрешность источников;
- методическая (статистическая);
- константная.

Технологическая погрешность возникает из-за несоответствия геометрии, составов и плотностей материалов реальной модели с расчётной. Расчётная модель должна достаточно детально описывать физическую модель, чтобы учесть особенности конструкции, которые влияют на точность расчётов. С другой стороны, расчётная модель имеет некоторые несоответствия с реальной конструкцией (гомогенизация, неучёт детальной структуры и т. д.) т. к. слишком подробное описание геометрии может усложнить задачу и практически не уменьшить погрешность, увеличить время счёта и усложнить применение методов понижения дисперсии.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

При описании источников в расчётной модели также есть ряд допущений. Не всегда можно точно учесть форму, неравномерность распределения и т. д. источника. В методе Монте-Карло можно более точно задать спектр источника, используя дискретные линии, а не групповое разбиение, как в детерминистических программах.

Как было сказано выше, метод Монте-Карло позволяет более детально описывать конструкции, тем самым уменьшая погрешность, связанную с переходом от реальной модели к расчётной, но статистическая погрешность для защитных задач значительно превышает допустимые значения. Для получения достоверных результатов нужно применять методы понижения дисперсии, которые понижают статистическую погрешность до допустимых значений, не вызывают смещения результата и несильно увеличивают время счёта.

Расчеты выполнялись с использованием программы MCNP и применением метода весовых окон. Для расчёта МЭД нейтронного и гамма-излучения использовалась локальная (точечная) оценка. Согласно инструкции по MCNP для локальной (точечной) оценки допустимая статистическая погрешность равна 5 %, результаты с погрешностью от 5 % до 10 % расцениваются как сомнительные, результаты с погрешностью более 10 % не принимаются во внимание.

Для получения весовых окон применялся MAGIC (Method of Automatic Generation of Importances by Calculation) метод.

MAGIC-метод – итерационный метод автоматического генерирования весовых окон. Для получения весовых окон используются результаты расчётов прямой задачи по методу Монте-Карло (MCNP). Вначале проводится расчет по программе MCNP, в котором с помощью оценки fmesh находится распределение потоков частиц на всём фазовом пространстве. Далее, чтобы получить более гладкое распределение частиц, пригодное для получения весовых окон, значения потоков усредняются по соседним ячейкам. Используя усреднённые значения потоков, создаются весовые окна. На втором шаге проводится расчёт с весовыми окнами, полученными на первом шаге, затем результаты расчётов используются для генерации весовых окон, которые используются на следующем шаге. После 3-4 шагов получаются корректные весовые окна, которые можно использовать в расчётах. На последнем шаге делается расчёт с весовыми окнами с заданием расчётных функционалов.

Обоснование радиационной безопасности при обращении ОВЧ

Для обоснования радиационной безопасности использовалась гомогенная модель активной зоны (рис. 1, 2). Активная зона заменялась цилиндром, равным по объёму активной зоне. В цилиндр вписывались 27 органов регулирования. Органы регулирования заменялись гомогенными цилиндрами. По высоте выделялись несколько гомогенных зон: нижняя твэльная решётка, гомогенное топливо, компенсационный объём и верхняя твэльная решётка.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

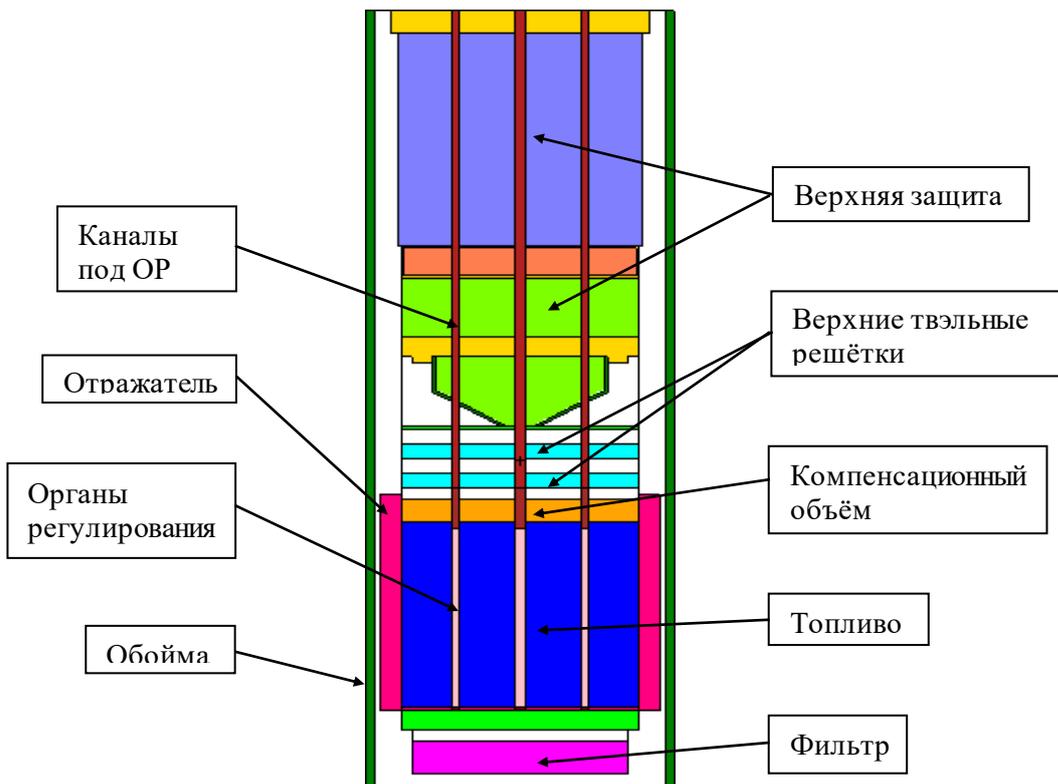


Рис. 1 - Продольное сечение ОВЧ

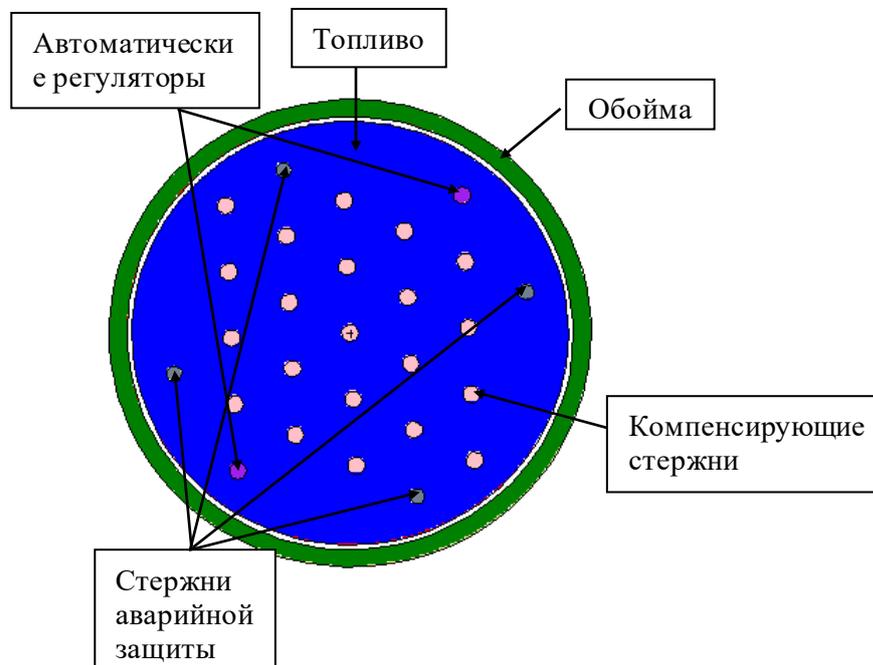


Рис. 2 - Поперечное сечение ОВЧ

Обоснование радиационной безопасности для ОВЧ в ТУКе с выгруженным топливом.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Исходные данные – топливо выгружено из активной зоны, активная зона забетонирована, в ней остались органы регулирования. Вклад в формирование МЭД от гамма-квантов будут вносить наведённая активность в органах регулирования и стальных конструкциях. Основными гамма-излучающими радионуклидами в органах регулирования являются Eu-152 и Eu-154, в конструкционных материалах – Co-60. Считалось, что каждый из 27 источников ОР вносит одинаковый вклад в формирование МЭД. Источник от верхних твэльных решёток задавался в виде двух цилиндров, равномерный по объёму. Каждый из двух цилиндрических источников вносит одинаковый вклад в формирование МЭД. Для обечайки отражателя источник задавался в виде цилиндрического кольца, без профилирования по высоте. Высота источника от обечайки равна высоте активной зоны. Для каждого типа источника (твэльные решётки, обечайка отражателя и ОР) проводился отдельный расчёт. МЭД рассчитывалась в точках на расстоянии 10 см и 2 м от поверхности защиты. Расчётная модель приведена на рис. 3.

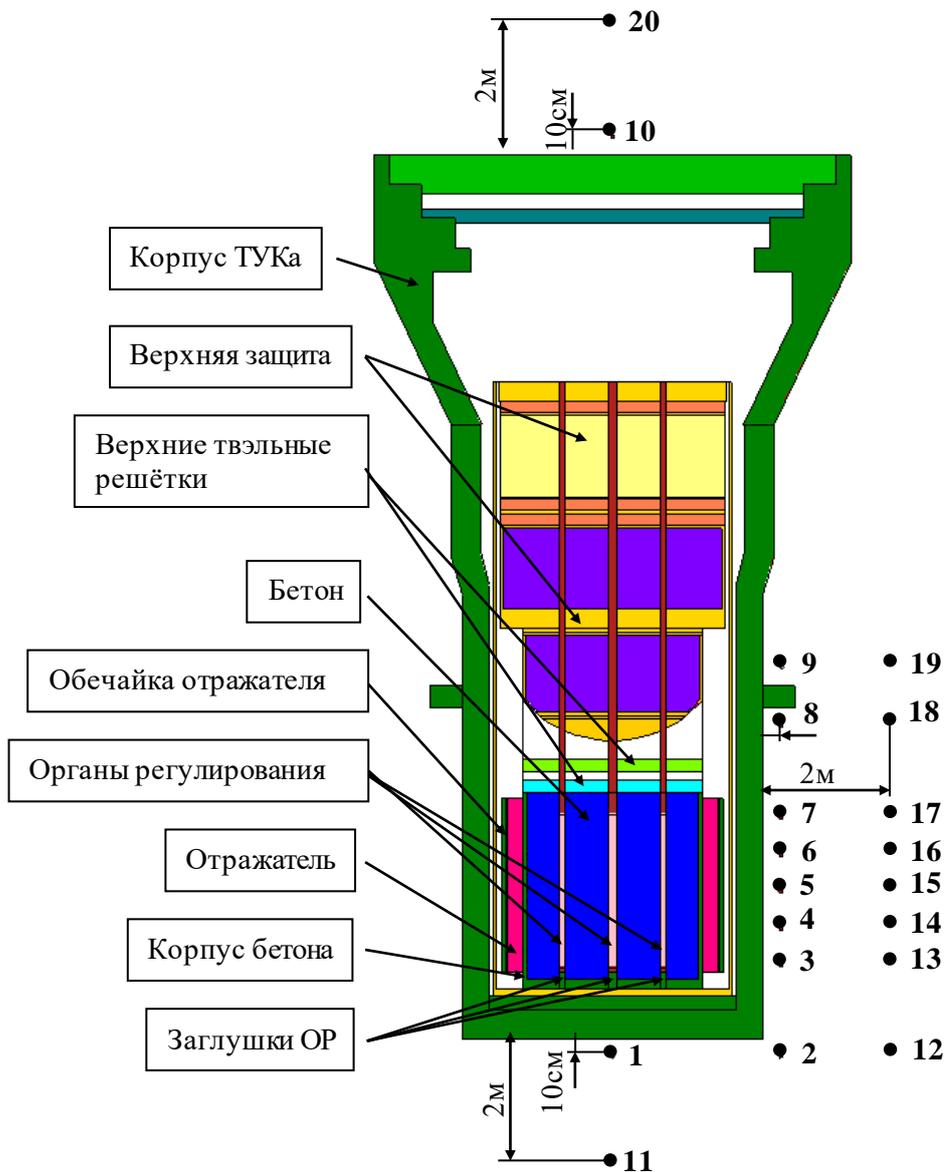


Рис. 3 - Расчётная модель ОВЗ в ТУК-143

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Мощности доз рассчитывались в расчётных точках. Расчётные точки расположены на расстоянии 10 см и 2 м от поверхности ТУКа.

Максимальная относительная статистическая погрешность прямого расчёта сильно превысила допустимые 5 % и составила для источников:

- в органах регулирования 0,64,
- облицовке отражателя 0,23,
- твэльных решётках 0,2.

Применение весовых окон снизило значение статистической погрешности до 5 %. На рисунке 4 приведены значения относительной статической погрешности для каждого вида источника для всех точек. Максимальная суммарная мощность эффективной дозы (МЭД) на расстоянии 10 см составила 16,5 мЗв/ч, на расстоянии 2 метров 1,81 мЗв/ч. Согласно нормам НП-053-16 защитная композиция должна обеспечивать суммарную мощность дозы: на поверхности не более 2 мЗв/ч, на расстоянии 2 м – 0,1 мЗв/ч.

МЭД на расстоянии 10 см превышает нормы в 8 раз, на расстоянии 2 м – 18 раз. Для обеспечения требований НП-053-16 необходимо использовать дополнительную радиационную защиту.

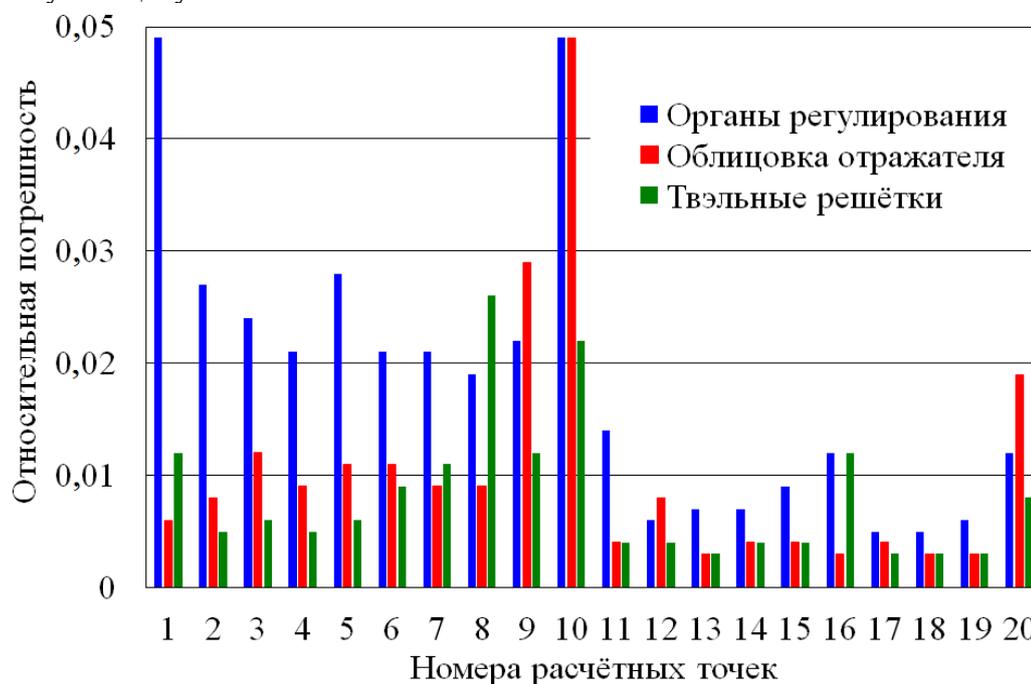


Рис. 4 - Значения относительной погрешности для мощностей доз, полученных с помощью MAGIC-метода

Рассматривалось 6 вариантов дополнительной защиты с одним кольцом, двумя, тремя, четырьмя и двумя над выступом, с кожухом нейтронной защиты и одним кольцом и двумя кольцами. Расчётные модели приведены на рисунке 5. Все шесть вариантов имеют одинаковые источники и геометрию, имеющую небольшие отличия. Эти варианты рассчитывались с весовыми окнами, полученными для варианта с тремя кольцами. Максимальная статистическая погрешность для каждого варианта меньше допустимых значений. В таблице 1 приведены максимальные суммарные МЭД на расстоянии 10 см и 2 м и максимальная статистическая погрешность.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

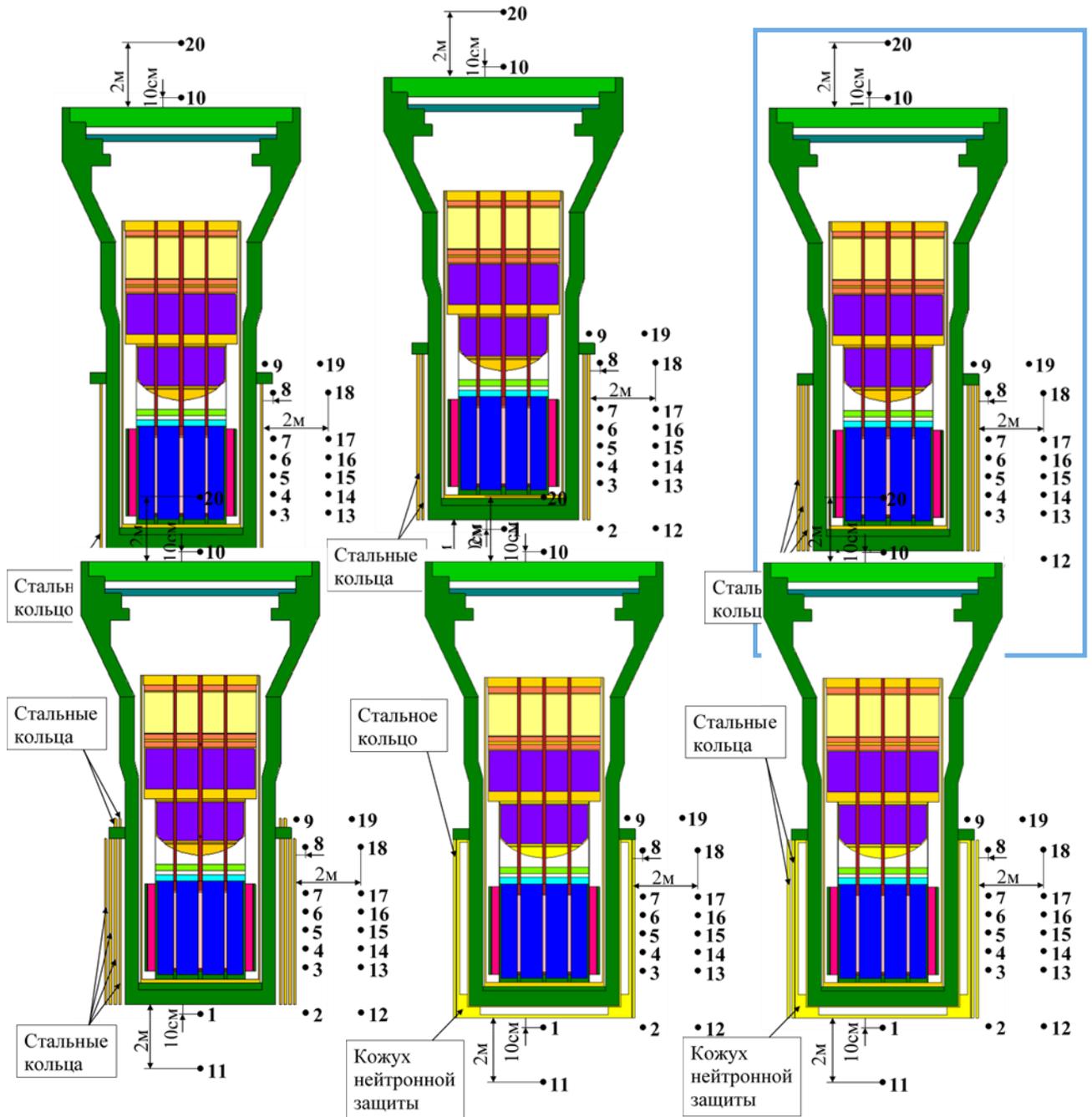


Рис. 5 - Расчётные модели ТУК-143 с дополнительной защитой

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Таблица 1 – Максимальная суммарная МЭД на расстоянии 10 см и 2 м и максимальная статистическая погрешность

Дополнительная защита	МЭД на расстоянии 10 см, мЗв/ч	МЭД на расстоянии 2 м, мЗв/ч	Максимальная относительная статистическая погрешность
1 кольцо	5,55	0,634	0,041
2 кольца	1,85	0,224	0,046
3 кольца	0,624	0,081	0,041
4 кольца и 2 над выступом	0,206	0,023	0,036
1 кольцо и кожух нейтронной защиты	0,785	0,093	0,038
2 кольца и кожух нейтронной защиты	0,251	0,034	0,042

Результаты, представленные в таблице 4, показывают, что для варианта с одним кольцом МЭД на расстоянии 10 см и 2 м значительно превосходит допустимые значения. Вариант с двумя кольцами снижает МЭД до допустимых значений на расстоянии 10 см, но на расстоянии 2 метров максимальная доза превышает допустимые значения более чем в 2 раза. Остальные варианты дополнительной защиты удовлетворяют требованиям НП-053-16. Применение одного вида весовых окон позволило получить достоверные результаты и существенно снизить расчётные затраты, так как не нужно было подготавливать весовые окна для каждого из шести вариантов.

Заключение

С помощью весовых окон, сгенерированных итерационным методом, получены достоверные результаты расчётов биологической защиты.

Применение одного типа весовых окон для расчёта дополнительной защиты ТУК-143 позволило оптимизировать временные затраты.

Конструкция защиты удовлетворяет требованиям НП-061-05, НП-053-16 и *НРБ-99/2009*

В целом результаты расчётных исследований обеспечили необходимой информацией проведение работ по выгрузке отработанного ядерного топлива из ОВЧ. Разборка всех ОВЧ прошла в штатном режиме без аварийных ситуаций.

Применённая в расчётах методика может быть использована для отработавшего ядерного топлива реакторов других типов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Е.В. Девкина, А.Н. Николаев, И.Р. Суслов, В.А. Чернов Проведение расчётов в обоснование радиационной безопасности при выгрузке и разборке активных зон отработавших выемных частей реакторов с жидкометаллическим теплоносителем АПЛ в п. Гремиха // «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях»: Тез. докл. 10-я юбилейная Российская конференция — Москва, Обнинск. — 2015. — С. 137–138.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

2. С.В. Чернов, А.В. Сонько Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ MСMMeshmod 1.0 — № 2023665987 от 25.07.2023.
3. MCNP4B – A General Monte Carlo N-Particle Transport code: Los Alamos National Laboratory report ; Briesmeister Ed. – 1997, LA-12625-M. 33.
4. ENDF/B-VI Data for MCNP TM: Los Alamos National Laboratory report; Hendricks J.S., Frankle S.C., Court J.D. – 1994, LA-12891.
5. Расчёт ядерно-опасных зон при разборке реакторов с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем. / Девкина Е.В. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2024. – №3. – С.104-113.
6. Devkina E.V., Suslov I.R., Chernov V.A, Carrying out calculations of radiation safety during unloading and disassembly of cores of spent removable parts of reactors with liquid metal coolant of submarines.// Nuclear Energy and Technology -2022. DOI:<https://doi.org/10.3897/nucet.8.96563/> (дата доступа 13.12.2022).

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ НА РАСЧЕТНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОЯТ РЕАКТОРОВ ВВЭР-440 И ВВЭР-1000

С. Т. Казиева, В. С. Свительман, П. А. Блохин, Д. В. Крючков,
Е. А. Савельева, А. И. Блохин, Ю. Е. Ванев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: kazieva@ibrae.ac.ru

Важным фактором для принятия решений по выбору концепции обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО), в том числе, для их захоронения является знание на различные времена выдержки величин их основных радиационных характеристик и состава ОЯТ и РАО таких, как активность, энерговыделение, а также содержания в них радионуклидов, значимых для долговременной безопасности. Такой широкий спектр характеристик можно оценить, главным образом, с применением расчетных программ, а достоверность таких оценок может быть подтверждена их валидацией. Ввиду недостаточности или отсутствия экспериментальных данных, например, по содержаниям в ОЯТ некоторых радионуклидов (^{79}Se , ^{129}I , изотопы Мо и др.), возможности валидации расчетных оценок ограничены. В связи с этим, оценки неопределенностей расчетных характеристик, обусловленных неопределенностью входных данных, становятся наиболее актуальным направлением работ.

В руководстве по безопасности РБ-003-21 [1] даны рекомендации сопровождать анализом неопределенностей все оценки, лежащие в основе обоснования долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения РАО. Результаты таких оценок могут стать определяющими для принятия решений по выбору варианта обращения с остеклованными высокоактивными отходами (ОВАО), поэтому оценки, полученные с меньшей степенью консерватизма, являются приоритетными.

В рамках данной работы расчеты радиационных характеристик и состава ОЯТ и РАО проводились с применением программы нуклидной кинетики ТРАСТ [2], входящей в состав программного комплекса КОРИДА [3], которая обладает широким спектром расчетных

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

возможностей и включает в себя набор протестированных международных и национальных библиотек ядерно-физических данных [2, 4–6]. В качестве инструмента анализа чувствительности и неопределенности результатов расчетного моделирования использован программный комплекс MOUSE [7]. Для оценки степени влияния неопределенных входных параметров на результат расчета применены глобальные методы анализа чувствительности – метод Соболя [8] и метод Морриса [7], реализованные в ПК MOUSE. В качестве меры для оценки неопределенности расчетных значений принимались стандартные (среднеквадратичные) отклонения от средних значений, оцененные в результате статистической обработки десятков тысяч результатов расчетов, полученных для различных наборов значений варьируемых параметров. Алгоритм взаимодействия программ TRACT и MOUSE и основные методы описаны в работе [9]. Подготовка необходимых служебных файлов для ПК MOUSE на основе готового шаблона входного файла программы TRACT реализована в интерфейсе ПК КОРИДА для автоматизированного и согласованного взаимодействия программ.

Основная цель исследования заключалась в анализе влияния неопределенностей исходных данных на прогнозируемые радиационные характеристики и состав ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и -1000 и РАО от его переработки (с учетом выделения из ОЯТ урана и плутония до 0,1% и 0,025% по массе, соответственно) (далее РАО) с использованием набора методов, подходов и программных средств.

Методика оценки неопределенностей прогнозируемых расчетных значений характеристик и состава ОЯТ и РАО

Методика, представляющая собой единую последовательность действий с использованием подобранного набора методов, подходов, приемов и программных средств, для оценки неопределенностей прогнозируемых расчетных значений характеристик и состава ОЯТ и РАО с учетом неопределенностей исходных данных, при расчетах в разрезе проблематики долговременной безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), представлена на рисунке 1.



Рис. 1 – Методика для оценки неопределенностей прогнозируемых расчетных значений характеристик и состава ОЯТ и РАО

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Основной принцип анализа неопределенности и чувствительности содержаний и/или радиационных характеристик (РХ) радионуклидов к входным параметрам в данной работе заключался в:

1) проведении ряда последовательных итераций расчетных процедур анализа чувствительности расчетных характеристик к ограниченному числу входных параметров (при учете на каждом этапе наиболее важных входных параметров, определенных на предыдущих этапах):

2) финальной оценке неопределенности расчетной величины при учете только входных параметров, которые вносят наибольший вклад в результат расчета.

Общая постановка задачи и предварительный анализ данных

Сложность оценок составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО и их неопределенностей заключается в том, что величины этих характеристик зависят от многих параметров различной природы. Характеристики ОЯТ зависят от таких параметров как исходный состав топлива, плотности потока нейтронов, история и режим эксплуатации реактора и от характеристик нуклидов (периодов их полураспада, сечений их взаимодействия с нейтронами и т.д.). Характеристики РАО будут зависеть как от составов перерабатываемых ОЯТ, в том числе и от начального состава топлива, истории облучения и т.д., но и от технологических параметров переработки ОЯТ, таких как коэффициенты извлечения изотопов и элементов из ОЯТ, пропорций смешения ОЯТ и т.д., а также от характеристик нуклидов (периодов их полураспада и коэффициентов ветвления). При этом история и режим эксплуатации реактора различны как для каждой тепловыделяющей сборки (ТВС), так и для разных топливных загрузок, историю облучения которых трудно проследить достоверно. А характеристики нуклидов (периоды их полураспада, сечений их взаимодействия с нейтронами и т.д.), хоть и одинаковы для всех сборок, но сложность их учета заключается в большом объеме информации, содержащемся в библиотеках ядерных данных, в больших неопределенностях ядерных данных, возникающих в связи с отсутствием информации по некоторым характеристикам нуклидов и в наличии корреляции этих данных между собой. Каждый из перечисленных выше параметров может повлиять на величину расчетной характеристики ОЯТ и РАО, а, следовательно, важным шагом для оценки неопределенностей данных величин является предварительный анализ влияния неопределенностей входных параметров, который также рассматривается в данной работе.

В силу многогранности проблемы оценки неопределенностей расчетных значений радионуклидного состава и радиационных характеристик ОЯТ и РАО, единого универсального общепринятого подхода для оценок в мире на данный момент нет, но для решения отдельных частных задач методы широко известны [10–13].

В качестве основных выходных величин в данной работе рассматриваются:

– содержания значимых для ядерной, радиационной и долговременной безопасности радионуклидов: ^3H , ^{79}Se , ^{85}Kr , ^{90}Sr , ^{93}Zr , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{95}Mo , ^{99}Tc , ^{101}Ru , ^{106}Ru , ^{105}Pd , ^{108}Pd , ^{109}Ag , ^{125}Sb , $^{125\text{m}}\text{Te}$, ^{126}Sn , ^{129}I , ^{133}Cs , ^{134}Cs , ^{135}Cs , ^{137}Cs , ^{140}Ce , ^{142}Ce , ^{144}Ce , ^{142}Nd , ^{143}Nd , ^{144}Nd , ^{145}Nd , ^{146}Nd , ^{148}Nd , ^{150}Nd , ^{147}Sm , ^{148}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{154}Sm , ^{151}Eu , ^{153}Eu , ^{154}Eu , ^{155}Eu , ^{155}Gd , 226 , ^{228}Ra , ^{227}Ac , 228 , 229 , ^{230}Th , ^{231}Pa , 233 , 234 , 235 , 236 , ^{238}U , 238 , 239 , 240 , ^{242}Pu , 241 , ^{243}Am , 245 , ^{246}Cm , и т.д [14–16];

– суммарные по всем изотопам значения активности и энерговыделения ОЯТ или РАО.

Перечень выходных величин может быть разным в зависимости от рассматриваемой задачи.

В рамках первого этапа работы выполнен анализ влияния неопределенности начального состава топлива, плотности потока нейтронов и времени облучения на активность ОЯТ и на содержания значимых радионуклидов в ОЯТ и РАО. Основные

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

результаты оценок представлены в работе [9]. Стандартное отклонение оценки активности ОЯТ достигает 2-3% от средней величины при варьировании данных входных параметров, высокое влияние на ее величину оказывает интегральная плотность потока нейтронов. Стандартные отклонения содержаний набора значимых радионуклидов достигают 36% - 40% от средней величины, высокое влияние на них оказывают начальные содержания изотопов ^{234}U и ^{236}U в топливе [9].

В рамках второго этапа исследований проведены оценки влияния неопределенности периодов полураспада радионуклидов из цепочек распада, приводящих к образованию рассматриваемых радионуклидов, а также анализ закономерностей, полученных по результатам оценок.

Анализ влияния неопределенностей периодов полураспада радионуклидов на содержания радионуклидов ^{235}U (^{239}Pu)

В данных исследованиях варьируются периоды полураспада радионуклидов из распадных цепочек, приводящих к образованию значимых радионуклидов, таких как ^{235}U (^{239}Pu), ^{79}Se и ^{126}Sn , в задачах, включающих только выдержку ОЯТ ВВЭР-440 (3,6%, 36 ГВт сут/тU) и РАО от его переработки.

В качестве первого примера рассматривается распадная цепочка, приводящая к образованию радионуклидов, таких как ^{235}U (^{239}Pu , ^{243}Am и т.д.) (рисунок 2), так как энерговыделение и активность ОЯТ после выдержки 10 000 – 100 000 лет и РАО от его переработки на 1 000 – 10 000 выдержки на 50-60% определяются энерговыделением и активностью радионуклидов из этой цепочки (^{239}Pu , ^{243}Am , ^{239}Np и т.д.). Распадные цепочки и диапазоны варьирования периодов полураспада радионуклидов из этих цепочек подготовлены на основе данных из библиотеки EAF-2010 [5], включенной в набор библиотек программы TRACT (рисунок 2, таблица 1).

Таблица 1 - Диапазоны варьирования периодов полураспада радионуклидов ($\Delta T_{1/2}$) в цепочке распадов, приводящих к образованию ^{235}U (^{239}Pu)

Р/н	$\Delta T_{1/2}$, с	Р/н	$\Delta T_{1/2}$, с	Р/н	$\Delta T_{1/2}$, с
^{235}Pa	$(1,434-1,470) \cdot 10^3$	^{239}Pu	$(7,606-7,613) 10^{11}$	^{247}Bk	$(3,566-5,144) 10^{10}$
^{235}Th	$(4,020-4,260) 10^2$	^{243}Pu	$(1,783-1,785) 10^4$	^{251}Bk	$(3,270-3,402) 10^3$
^{235}U	$(2,219-2,223) 10^{16}$	^{247}Pu	$(1,763-2,160) \cdot 10^5$	^{247}Cf	$(1,109-1,131) 10^4$
$^{235\text{m}}\text{U}$	$(1,440-1,680) \cdot 10^3$	^{239}Am	$(4,248-4,320) 10^4$	^{251}Cf	$(2,695-2,973) 10^{10}$
^{239}U	$(1,405-1,411) 10^3$	^{243}Am	$(2,317-2,331) 10^{11}$	^{255}Cf	$(4,020-6,180) 10^3$
^{243}U	$(0,800-2,400) 10^2$	^{247}Am	$(1,302-1,458) 10^3$	^{251}Es	$(1,152-1,224) 10^5$
^{235}Np	$(3,412-3,433) 10^7$	^{239}Cm	$(0,720-1,440) 10^4$	^{255}Es	$(3,335-3,542) 10^6$
^{239}Np	$(2,031-2,038) 10^5$	^{243}Cm	$(0,884-1,010) 10^9$	^{251}Fm	$(1,880-1,940) 10^4$
^{243}Np	$(1,020-1,200) 10^2$	^{247}Cm	$(4,891-5,207) 10^{14}$	^{255}Fm	$(7,200-7,250) 10^4$
^{235}Pu	$(1,488-1,548) 10^3$	^{243}Bk	$(1,548-1,692) 10^4$		

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

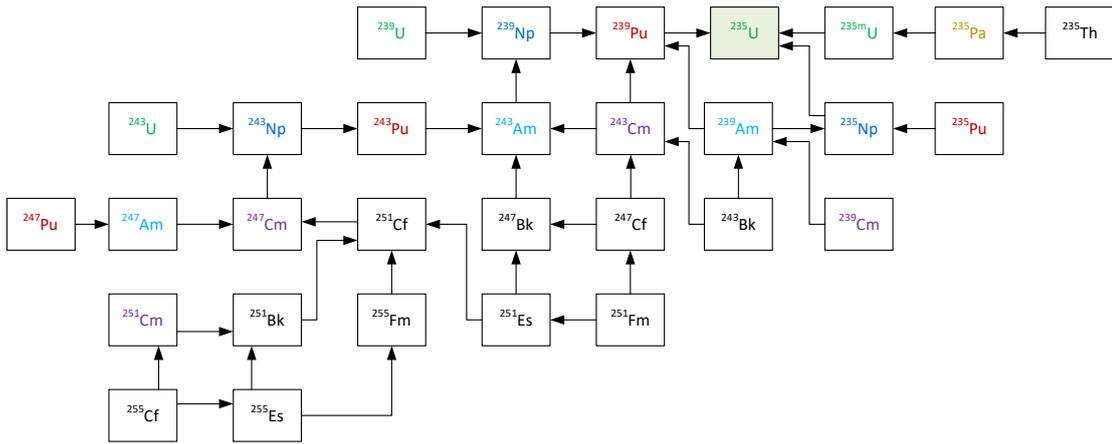


Рис. 2 - Цепочки распадов, приводящие к образованию ^{235}U (^{239}Pu)

По результатам проведенного анализа чувствительности методами Морриса и Соболя высокие индексы чувствительности получены:

1) для массового содержания ^{235}U в ОЯТ ВВЭР-440 (3,6%, 36 ГВт сут/тU) к периодам полураспада ^{239}Pu и ^{235m}U на 1 год выдержки; ^{239}Pu от 100 до 1 000 000 лет выдержки (рисунки 3 и 4).

2) для массового содержания ^{243}Am к собственному периоду полураспада на времена выдержки от 1 года до миллиона лет.

3) для массового содержания ^{239}Pu к периодам полураспада: ^{243}Cm на 1 год; ^{243}Cm , ^{239}Pu , ^{243}Am на 100 лет; ^{239}Pu , ^{243}Am на 1000 лет; ^{243}Am на 1 000 000 лет выдержки;

4) для активности и энерговыделения ОЯТ и РАО к периодам полураспада: ^{243}Cm на 1 год; ^{243}Cm , ^{243}Am (и ^{239}Pu только для ОЯТ) на 100 лет; ^{239}Pu , ^{243}Am на 1000 лет; ^{239}Pu (и ^{235}U только для ОЯТ) (и ^{243}Am только для РАО) на 1 000 000 лет выдержки;

Стандартные отклонения активности и энерговыделения ОЯТ и РАО и содержаний в них ^{235}U , ^{239}Pu , ^{243}Am относительно их средних значений не превышают 2% на весь рассматриваемый период времени выдержки от 1 года до 1 000 000 лет. Оценки активности и энерговыделения ОЯТ и РАО на большие времена выдержки наиболее вероятно в большей степени будет зависеть от погрешности состава ОЯТ на конец облучения и технологических параметров (коэффициентов выделения U и Pu из ОЯТ).

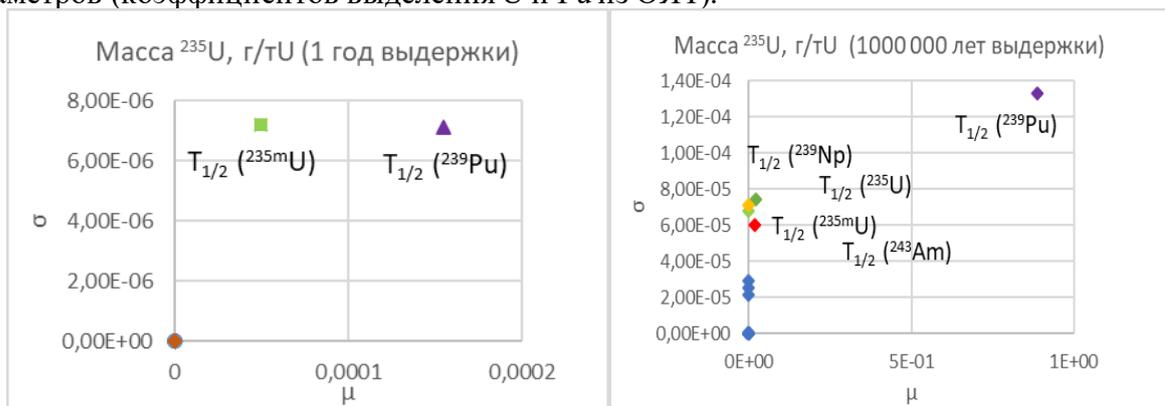


Рис. 3 - Индексы чувствительности Морриса для массового содержания ^{235}U в ОЯТ к периодам полураспада радионуклидов

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

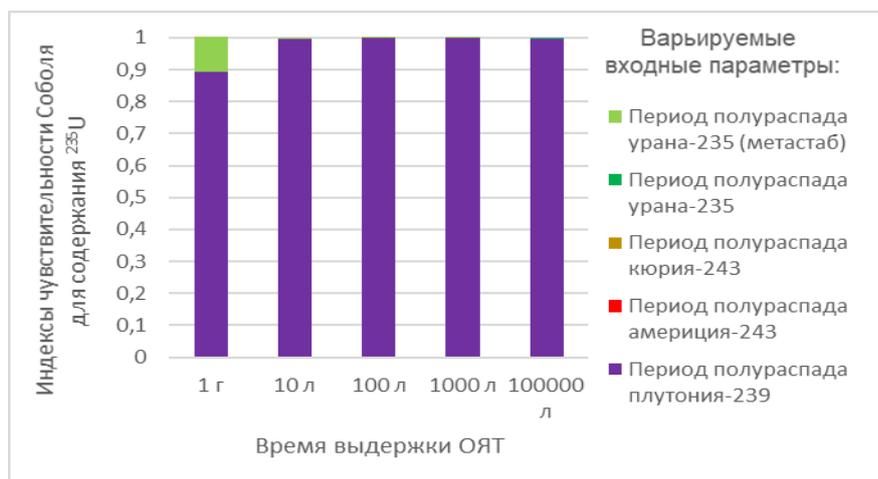


Рис. 4 - Индексы чувствительности Соболя для массового содержания ^{235}U в ОЯТ на различные времена выдержки к периодам полураспада радионуклидов

По итогам проведенных оценок можно сделать следующие выводы:

- при применении двух разных методов глобального анализа чувствительности Соболя и Морриса получены высокие индексы чувствительности (>0.01) для рассматриваемых расчетных характеристик к одним и тем же периодам полураспада радионуклидов (рисунки 3 и 4).

- при переходе от ОЯТ к РАО (с учетом извлечения U и Pu) индексы чувствительности и относительные стандартные отклонения практически не изменяются, за исключением незначительного снижения чувствительности расчетных характеристик к неопределенности периодов полураспада изотопов плутония и урана.

- получены, как и ожидалось, нулевые индексы чувствительности для содержаний актинидов, не входящих в распадные цепочки (рисунок 2).

Анализ влияния неопределенностей периодов полураспада радионуклидов на содержания радионуклидов ^{79}Se и ^{126}Sn

В рамках второй задачи рассмотрены радионуклиды ^{79}Se и ^{126}Sn [16]. Проведен анализ данных по периодам полураспада данных радионуклидов, приведенных в различных библиотеках ядерных данных с использованием системы JANIS [17]. Для ^{126}Sn в ранних версиях библиотек ENDF/B- VI.8, JEF-2.2, JENDL/ FPD-2000 даны его периоды полураспада, равными 10^5 лет, но далее во всех последующих версиях его периоды полураспада приведены равными $(2,3 \pm 0,1) \cdot 10^5$ лет [17]. При этом во многих справочниках, а также нормативных документах [16] остается значение периода полураспада ^{126}Sn , принятое в ранних версиях этих библиотек. Для ^{79}Se наблюдается такая же ситуация, но разница в периодах полураспада ^{79}Se составляет примерно порядок, эти значения представлены в таблице 2.

Диапазоны варьирования периодов полураспада радионуклидов ^{79}Se и ^{126}Sn , принятые в данной работе согласно данным из используемой библиотеки распадных данных, и цепочки распада, приводящие к образованию данных радионуклидов, представлены в таблице 3.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Таблица 2 - Периоды полураспада ^{79}Se из разных библиотек распадных данных

Библиотека		Год выхода	Период полураспада ^{79}Se	
			в годах	в секундах
ENDF/B	VI.8	2001	$(3,300 \pm 3,200) \cdot 10^4$	$(1,041 \pm 1,010) \cdot 10^{12}$
	VII.0, VII.1, VIII.0	2006, 2011, 2018	$(2,950 \pm 0,380) \cdot 10^5$	$(9,309 \pm 1,199) \cdot 10^{12}$
JEFF	JEF-2.2	1992	$6,500 \cdot 10^4$	$2,051 \cdot 10^{12}$
	3.1	2005	$(1,100 \pm 0,200) \cdot 10^6$	$(3,471 \pm 0,631) \cdot 10^{13}$
	3.1.1	2009	$(3,770 \pm 0,190) \cdot 10^5$	$(1,190 \pm 0,060) \cdot 10^{13}$
	3.3, 4	2017, 2025	$(3,770 \pm 0,400) \cdot 10^5$	$(1,190 \pm 0,126) \cdot 10^{13}$
JENDL/	FPD	2000	$6,499 \cdot 10^5$	$2,051 \cdot 10^{13}$
	FPD, DDF	2011, 2015	$(3,771 \pm 0,190) \cdot 10^5$	$(1,190 \pm 0,06) \cdot 10^{13}$

Таблица 3 - Диапазоны варьирования периодов полураспада радионуклидов ($\Delta T_{1/2}$) в цепочке распадов, приводящих к образованию ^{79}Se и ^{126}Sn , секунды

Р/н	$\Delta T_{1/2}$, с	Цепочка	Р/н	$\Delta T_{1/2}$, с	Цепочка
^{79}Se	$(1,063-1,316) \cdot 10^{13}$	$^{79}\text{Se} \rightarrow ^{79}\text{Br}$	^{126}Sn	$(6,816-7,700) \cdot 10^{12}$	$^{126}\text{Sn} \rightarrow ^{126\text{m}}\text{Sb}$
^{79}As	$(5,316-5,496) \cdot 10^2$	$^{79}\text{As} \rightarrow ^{79}\text{Se}$	^{126}In	$(1,520-1,540) \cdot 10^0$	$^{126}\text{In} \rightarrow ^{126}\text{Sn}$
^{79}Ge	$(1,895-1,901) \cdot 10^1$	$^{79\text{m}}\text{Ge} \rightarrow ^{79}\text{As}$	$^{126\text{m}}\text{In}$	$(1,230-1,670) \cdot 10^0$	$^{126\text{m}}\text{In} \rightarrow ^{126}\text{Sn}$
$^{79\text{m}}\text{Ge}$	$(3,800-4,000) \cdot 10^1$	$^{79\text{m}}\text{Ge} \rightarrow ^{79}\text{As}$			
^{79}Ga	$(2,910-3,090) \cdot 10^0$	$^{79}\text{Ga} \rightarrow ^{79\text{m}}\text{Ge}$			

По результатам проведенного анализа чувствительности методом Морриса высокие индексы чувствительности для содержаний радионуклидов ^{79}Se и ^{126}Sn в ОЯТ ВВЭР-440 получены к собственным периодам полураспада радионуклидов. Влияние периодов полураспадов их родительских изотопов незначительно на различные времена выдержки от 1 года до миллиона лет.

При варьировании периодов полураспада радионуклидов ^{79}Se и ^{126}Sn в диапазонах, заданных в библиотеке распадных данных EAF-2010 [5] (что соответствует данным из библиотеки JEFF 3.3), относительные стандартные отклонения их содержаний в ОЯТ составили: <1% до 10 000 лет, 1,34% и 1,49% на 100 000 лет и 13,3% на 1 000 000 лет выдержки, соответственно. Но если варьировать их периоды полураспада в более широких диапазонах, согласно данным, взятым из разных библиотек (таблица 2), то относительные стандартные отклонения их содержаний в ОЯТ составят: <1% до 1 000 лет, 7% и 2% на 10 000 лет, 45% и 15% на 100 000 лет, 95% и 94% на 1 000 000 лет выдержки, соответственно.

Заключение

В рамках проводимой работы по оценке влияния неопределенностей исходных данных на радиационные характеристики и содержания значимых радионуклидов в ОЯТ и РАО от его переработки:

1) Сформирована методика оценки неопределенностей прогнозируемых расчетных значений характеристик и состава ОЯТ и РАО с учетом неопределенностей исходных данных, представляющая собой единую общую последовательность действий с использованием подобранного набора методов, подходов, приемов и программных средств, которая апробирована на задачах оценки активности, энерговыделения и состава ОЯТ ВВЭР и РАО от их переработки.

2) По результатам апробации получены:

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

- относительные стандартные отклонения активности и энерговыделения ОЯТ и РАО до 3% при варьировании состава топлива, времени облучения и интегральной плотности потока нейтронов и до 2% при варьировании периодов полураспада актинидов;
- относительные стандартные отклонения содержания в ОЯТ и РАО значимых радионуклидов ^{230}Th , ^{226}Ra , ^{234}U , ^{231}Pa , ^{227}Ac до 36% - 41% при варьировании начального содержания в топливе ^{234}U и ^{236}U ;
- относительные стандартные отклонения до 95% содержания в ОЯТ и РАО радионуклидов ^{79}Se и ^{126}Sn при варьировании их периодов полураспада.

В дальнейшем планируется продолжить работу над оценкой влияния неопределенностей периодов полураспада для других радионуклидов и рассмотреть влияние неопределенностей сечений реакций, выходов продуктов деления и коэффициентов ветвления радионуклидов на результат расчета.

ЛИТЕРАТУРА

1. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Оценка долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения радиоактивных отходов» (РБ-003-21) Дата введ.: 19.03.2021. Утв.: 19.03.2021. ФБУ НТЦ ЯРБ. - 2021 г.
2. Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачев И. В. Возможности расчетного кода ТРАСТ для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 95—104.
3. Аракелян А. А. и др. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач обращения с ОЯТ и РАО // Радиоактивные отходы. — 2022. — № 3(20). — С. 107-116.
4. Sublet J.-Ch., [et al.]. The European Activation File: EAF-2010 neutron-induced cross section library. EASY Documentation Series, Report CCFE-R (10) 05, UK, 2010.
5. Packer L. W., Sublet J.-Ch. The European Activation File: EAF-2010 decay data library, EASY Documentation Series, Report CCFE-R (10) 02, 2010.
6. Koning A., Forrest R., Kellett M., [et al.]. The JEFF-3.1 Nuclear Data Library. JEFF Report 21, OECD/NEA-DB, 2006.
7. Расчетный комплекс для учета неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности. Учебная версия. MOUSE-e2: Учебное пособие. — М.: ИБРАЭ РАН, 2024. — 82 с.
8. Global sensitivity analysis: the primer / A. Saltelli, M. Ratto, T. Andres [et al.]. — Chichester, UK: John Wiley & Sons, 2008. — 304 p. — DOI: 10.1002/9780470725184.
9. Казиева С. Т., Свительман В. С., Блохин П. А. Анализ чувствительности активности и состава облученных материалов к входным параметрам // Радиоактивные отходы. 2025. № 2 (31). С. 27—44. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-2-27-44.
10. Vrban B., Čerba Š., Lüley J. et al. Evaluation of cross section and fission yields induced uncertainty in the VVER-440 burnup calculation // NENE2020: Proceedings of the International Conference Nuclear Energy for New Europe (Portorož, Slovenia, 7—10 September, 2020). — Ljubljana, Slovenia, Nuclear Society of Slovenia, 2020.
11. Писарев, А. Н. Исследование переноса неопределенностей в ядерных данных на ядерные концентрации нуклидов в расчетах выгорания / А. Н. Писарев, В. В. Колесов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. — 2020. — № 2. — С. 108-121.
12. Hu J., Gauld I. C. Impact of nuclear data uncertainties on calculated spent fuel nuclide inventories and advanced NDA instrument response // ESARDA Bulletin. 2014. Vol. 51. Pp. 9—18.
13. Shama A., Rochman D., Pudollek S. et al. Uncertainty analyses of spent nuclear fuel decay heat calculations using SCALE modules // Nuclear Engineering and Technology. 2021. Vol. 53. No. 9. Pp. 2816—2829. DOI: 10.1016/j.net.2021.03.013

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

14. Радиологически значимые радионуклиды в составе РАО АЭС в контексте долговременной безопасности/ Блохин П.А., Самойлов А.А. // В сборнике: Экологическая и радиационная безопасность объектов атомной энергетики. Материалы IV научно-практической конференции. Под ред. М.И. Орловой, Е.Е. Ежовой. ООО "Издательский дом "РОСТ-ДООАФК", 2017. С. 22-25.

15. Расчетное моделирование радиационных характеристик объектов ядерной техники на заключительных стадиях их жизненного цикла\ Блохин П.А.\ \ Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук / Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. Москва, 2019.

16. Руководство по безопасности РБ-093-20. Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных: утв. Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 11 марта 2020 г. № 106. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, Москва, 2020, 104 с.

17. N. Soppera, M. Bossant, E. Dupont, "JANIS 4: An Improved Version of the NEA Java-based Nuclear Data Information System", Nuclear Data Sheets, Volume 120, June 2014, Pages 294-296. DOI: [10.1016/j.nds.2014.07.071](https://doi.org/10.1016/j.nds.2014.07.071).

18. H.D. Lemmel, P.K. McLaughlin, V.G. Pronyaev, ENDF/B-VI Release 8 (Last release of ENDF/B-VI) The U.S. Evaluated Nuclear Data Library for Neutron Reaction Data, IAEA-NDS-100, Rev. 11 (2001).

ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ С РЕАКТОРОМ ВВЭР-1000

Д. В. Бирюков, А. Б. Гайдученко, А. А. Самойлов, Н. В. Рейн, А. П. Сергунин,

В. А. Сердечная, В.М. Сошников

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: biryukov@ibrae.ac.ru

Одним из факторов стабильного развития атомной промышленности в Российской Федерации является решение задач безопасного обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), радиоактивными отходами (РАО) и вывода из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергии.

В настоящее время на различных стадиях жизненного цикла находится 46 блоков атомных станций (АС), включая 10 блоков, окончательно остановленных для вывода из эксплуатации. В соответствии с дорожной картой ВЭ блоков АС в период 2025-2035 гг. будут окончательно остановлены еще порядка 10 блоков, и с течением времени их количество будет только нарастать.

Обращение с РАО при ВЭ, включая переработку, кондиционирование, перевозку, хранение и захоронение требует значительных финансовых затрат, сопоставимых с затратами на остальные работы при ВЭ. Оценка объемов образования РАО и разработка оптимальной схемы обращения с ними является одной из основных задач на этапе подготовки к ВЭ. Такие оценки являются исходными данными для планирования и

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

проектирования инфраструктуры по обращению с РАО, включая развитие системы захоронения, и требуются уже на этапах предшествующих работ по выводу из эксплуатации.

При выводе из эксплуатации блоков АС основными источниками образования РАО являются оборудование и строительные конструкции с наведенной активностью вследствие активации материалов под действием потока нейтронов и с поверхностным загрязнением, обусловленным контактом материалов с радиоактивными средами, а также вторичные отходы, образующиеся при выполнении работ по демонтажу и дезактивации систем и элементов блока АС или являющиеся побочным продуктом переработки отходов и материалов.

Основным источником исходных данных для оценки объемов образования РАО являются результаты радиационных обследований, дающие представление о загрязнении оборудования и строительных конструкций зданий и сооружений. Однако на этапе эксплуатации взятие представительных проб для полного перечня технологического оборудования и строительных конструкций с целью определения радионуклидного состава, удельной активности отложений на поверхностях оборудования и активности материалов оборудования и конструкций не представляется возможным. Такую информацию можно получить с привлечением расчетных методов.

В настоящей работе в качестве объекта для оценки рассматривается блок АС с реактором ВВЭР-1000. Реакторы типа ВВЭР (водо-водяные энергетические реакторы) — основа парка ядерной энергетики России. По состоянию на 2025 год на 11 действующих в России АЭС эксплуатируется 22 энергоблока с реакторами типа ВВЭР (четыре энергоблока ВВЭР-1200, 13 энергоблоков ВВЭР-1000 и пять энергоблоков ВВЭР-440 различных модификаций) [1].

Водо-водяной энергетический реактор ВВЭР-1000 типа В-320 предназначен для выработки тепловой энергии за счет управляемой цепной реакции деления ядерного топлива. Конструктивно блок АС с реактором ВВЭР-1000, турбоагрегатом с турбоустановкой и турбогенератором представляет собой моноблок. Моноблок имеет главный корпус, состоящий из реакторного отделения, машинного зала с пристроенными деаэрационной этажеркой и этажеркой электроустройств. Рабочей средой первого контура является обессоленная борсодержащая вода под давлением (замедлитель нейтронов и теплоноситель). В первый контур входят главный циркуляционный контур и ряд вспомогательных систем. Главный циркуляционный контур предназначен для отвода тепла, выделяющегося в реакторе, и передачи его через парогенератор воде второго контура. Главный циркуляционный контур включает в себя водо-водяной энергетический реактор типа ВВЭР-1000 и четыре циркуляционных петли. Каждая циркуляционная петля состоит из парогенератора, главного циркуляционного насоса и главных циркуляционных трубопроводов.

При выполнении оценок объемов и характеристик РАО, образующихся при ВЭ блока АС, в качестве основного варианта рассматривался вариант «ликвидация». Считается, что блок находится в ядерно-безопасном состоянии (удалены все ядерные материалы, включая «свежее» и отработавшее ядерное топливо), удалены радиоактивные среды из оборудования и технологических систем блока, а также жидкие и твердые радиоактивные отходы. Оценки объемов образования РАО от ВЭ выполнены на момент планируемого начала работ по выводу из эксплуатации, при этом учтено естественное снижение активности радионуклидов в загрязненном оборудовании и строительных конструкциях. Определение классов кондиционированных РАО проводится на основании положений Постановления Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069 [2] в редакции Постановления Правительства РФ от 29 октября 2022 г. № 1929 [3]. В качестве критериев классификации

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

согласно Постановлению Правительства № 1069 используются удельные активности радионуклидов. Оценка объемов и характеристик кондиционированных РАО, образующихся при ВЭ блоков АС, осуществляется посредством учета изменения формы и активности первичных РАО, образующихся при ВЭ (как с учетом радиоактивного распада, так и с учетом работ по дезактивации, распределения активности по продуктам переработки и вторичным РАО).

Проведение оценок объемов РАО при выводе из эксплуатации включает в себя следующие основные этапы:

1. сбор и анализ исходных данных о массогабаритных, количественных, материальных и радиационных характеристиках оборудования технологических систем и строительных конструкций зданий и сооружений;
2. определение типа загрязнения строительных конструкций и оборудования технологических систем (активация и(или) поверхностное загрязнение);
3. проведение расчетной оценки наведенной активности оборудования и строительных конструкций;
4. проведение оценки поверхностного загрязнения (внутреннего и внешнего) оборудования и строительных конструкций;
5. структурирование образующихся загрязненных материалов по радиационным показателям, типу загрязнения, составу загрязненных материалов и выбор соответствующих производственно-технологических цепочек (ПТЦ) по демонтажу, дезактивации и обращению с РАО;
6. выполнение оценок объемов кондиционированных РАО от ВЭ блока АС.

На начальных этапах был осуществлен сбор данных о массогабаритных, материальных и радиационных характеристиках строительных конструкций и оборудования технологических систем.

В качестве источников информации при выполнении работы использовались следующие:

- проектная и рабочая документации на здания и сооружения (паспорта, чертежи, результаты обследования строительных конструкций, монтажные схемы);
- отчеты по обоснованию безопасности (технический отчет по безопасности, отчет по углубленной оценке безопасности);
- документация по выводу из эксплуатации (программы по ВЭ блоков АС, программы комплексного обследования);
- эксплуатационная документация (инструкции по эксплуатации систем, технические решения о возможности продления срока эксплуатации оборудования технологических систем, технологические схемы, чертежи оборудования, руководства по эксплуатации, паспорта на оборудование и трубопроводы, ремонтные ведомости, данные информационных систем и пр.);
- данные радиационного контроля (журналы картограмм радиационной обстановки, результаты радиационных обследований, результаты обследования демонтированного оборудования, инструкции по обеспечению радиационной безопасности, регламенты радиационного контроля, данные спектрометрического анализа радиоактивных сред, выгрузки из информационных систем радиационного контроля и пр.).

По результатам анализа эксплуатационных функций было определено оборудование и конструкции, которые имеют наведенную активность и(или) поверхностное загрязнение, обусловленное контактом с радиоактивными средами.

Для организации работ по обращению (демонтаж, фрагментация) с активированным оборудованием (корпус, внутрикорпусные устройства) и кондиционированию образующихся РАО требуется детальная информация об их радиационных характеристиках. Основным

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

способом получения такой информации является использование расчетных методов и компьютерных программ для моделирования нейтронно-физических характеристик реактора и нуклидной кинетики. В работе расчетные исследования радиационных характеристик РАО при ВЭ блока АС с РУ ВВЭР-100 проводились с использованием аттестованной программы для расчетов методом Монте-Карло TDMCC [4] и программы нуклидной кинетики TRACT [5], входящих в программный комплекс КОРИДА-v1 [6].

В работе использован подход, при котором обеспечивается получение усредненных за весь период эксплуатации нейтронно-физических характеристик активной зоны и скорости набора флюенса нейтронов на элементах конструкции РУ. В этом случае моделируется одно состояние активной зоны за одну кампанию с продолжительностью, равной всему времени работы РУ на номинальной мощности до окончательного останова. Далее моделируются процессы активации материалов, накопления и распада радионуклидов в реакторных конструкциях без учета останова. Такой подход позволяет избежать значительных затрат вычислительных ресурсов и времени для разработки моделей активной зоны на начало каждой кампании.

С использованием разработанных расчетных моделей был получен массив пространственных распределений плотности потока, спектров нейтронов и удельных активностей материалов в конструкциях реакторной установки блока АС, на основе которых впоследствии были определены категории образующихся РАО, их объемы и массы. В состав расчетной модели реактора входят модели ТВС и конструкций, оказывающих влияние на распределение плотности потока нейтронов в активной зоне и ближайшем окружении: выгородка, шахта реактора, опорные конструкции, корпус.

Радиоактивное загрязнение внутренних поверхностей оборудования и трубопроводов обусловлено их контактом с радиоактивной средой, содержащей радионуклиды в продуктах деления и коррозии, образующихся при облучении ядерного топлива и металлоконструкций реактора нейтронами, и их переносом по внутренним объемам систем и оборудования. Радиоактивное загрязнение внешних поверхностей оборудования, трубопроводов, а также металлоконструкций (площадки обслуживания, лестницы и др.) обусловлено возможной в процессе эксплуатации разгерметизацией оборудования и протечками, в том числе в результате ремонтных работ, а также наличием на внешних поверхностях мелкодисперсных частиц, загрязненных РВ, аэрозолей, возникающих при механической резке загрязненного оборудования и т.д.

Определение характеристик поверхностного радиационного загрязнения осуществлялось с учетом всей доступной информации. Отметим, что нормируемыми величинами при проведении эксплуатационного радиационного контроля являются величины снимаемого загрязнения и мощность дозы гамма-излучения. Однако данные показатели не позволяют напрямую выполнить оценку удельной активности оборудования или конструктивных элементов. Тем не менее, в рамках определенных приближений показатели радиационного контроля могут использоваться в качестве исходных данных для оценки объемов и характеристик РАО. Это обусловило необходимость выполнения оценок с привлечением расчетных и статистических методов для интерпретации имеющихся данных радиационного контроля, в том числе с учетом опыта выполнения радиационных обследований на иных блоках АС.

Для оценки радиационных показателей все технологическое оборудование с поверхностным загрязнением было сгруппировано по радиоактивной среде, с которой оно в процессе эксплуатации контактирует, а именно:

- теплоноситель (вода) 1 контура;
- вода бассейна выдержки;
- трапные воды;

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

- ионообменные смолы;
- шламы;
- радиоактивные (технологические) сдвухи;
- радиоактивные аэрозоли.

После группировки технологических систем по радиоактивным средам оценка радиационных показателей загрязнения оборудования систем проводилась в следующем порядке:

1. Определение вклада в активность гамма-излучающих радионуклидов на основании данных по спектрометрическим измерениям технологических сред;
2. Определение для каждой системы реперного радионуклида;
2. Определение поверхностной активности загрязненных элементов оборудования, для которых имеются измеренные данные по мощности дозы гамма-излучения путем решения обратной задачи, которая в дальнейшем пересчитывалась в удельную активность;
3. Определение развернутого радионуклидного состава загрязнения путем применения методики радионуклидного вектора.

Для определения радионуклидного состава загрязнения оборудования были использованы результаты анализа радионуклидного состава проб технологических сред, находящихся в контакте с элементами оборудования.

Для каждой системы был назначен реперный радионуклид – гамма-излучающий радионуклид, вносящий наибольший вклад в общую активность – для абсолютного большинства систем это ^{60}Co или ^{137}Cs . В дальнейшем при оценках предполагалось, что именно реперный радионуклид формирует МАЭД гамма-излучения от оборудования системы.

Для определения удельной активности основных гамма-излучающих радионуклидов в составе загрязнения систем применялся метод интерпретации данных путем решения обратной задачи. Проводилось восстановление данных об активности по результатам измерений мощности дозы на фиксированном расстоянии от оборудования. Решение обратной задачи проводилось с использованием программы TDMCC [4].

Полный радионуклидный состав загрязнения после решения обратной задачи также определялся согласно методике радионуклидного вектора. Для этого из решения обратной задачи выбирались реперные нуклиды, принятые в методике радионуклидного вектора (Cs-137 или Co-60), и с помощью установленных функциональных соотношений (или масштабирующих коэффициентов) рассчитывалась активность сложно детектируемых нуклидов.

Одним из чувствительных моментов, влияющих на итоговые оценки объемов РАО, является выбор ПТЦ по обращению с радиационно-загрязненным оборудованием и строительными конструкциями при выводе из эксплуатации (включая дезактивацию, демонтаж и фрагментацию) и операций по обращению с РАО, выполняемых для приведения отходов в соответствие критериям приемлемости для захоронения.

При формировании ПТЦ были определены основные технологические решения, используемые при ВЭ. Принятые решения учитывают следующие этапы ВЭ:

- демонтаж и фрагментация оборудования и строительных конструкций;
- дезактивация (в том числе преддемонтажная) оборудования;
- переработка РАО;
- контейнеризация РАО.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Все демонтированные строительные конструкции и оборудование группировались по потокам РАО. Поток РАО – это совокупность РАО, обладающих схожими морфологическими характеристиками и уровнем активности, что позволяет установить им одинаковую последовательность технологических операций по кондиционированию, а также принять одинаковыми показатели технологических операций (характеристики и удельный объем образования вторичных РАО, коэффициент изменения объема и т.д.). При определении ПТЦ учитывались следующие характеристики:

- морфологический состав отходов (тип, агрегатное состояние, горючесть);
- радионуклидный состав;
- категория отходов.

Каждому источнику образования РАО в виде радиационно-загрязненного оборудования назначалась соответствующая ПТЦ по демонтажу и фрагментации, а образующимся загрязненным материалам назначалась ПТЦ обращения с РАО, учитывающая категорию РАО и морфологический состав. ПТЦ обращения с РАО для каждого типа материала включала в себя технологические операции по приведению РАО к критериям приемлемости.

При назначении технологий демонтажа и фрагментации в первую очередь учитывался практический опыт работ, полученный в филиалах АО «Концерн Росэнергоатом». Выбор технологий обращения осуществлялся, исходя из принципа минимизации объема образующихся РАО. При наличии нескольких возможных технологий для применения предпочтение отдавалось «холодным» методам демонтажа и фрагментации, приводящим к меньшему уровню образования радиоактивных аэрозолей. При выборе методов фрагментации активированного крупногабаритного оборудования учитывался зарубежный опыт аналогичных выполненных работ.

Материалы, загрязненные радиоактивными веществами, могут быть подвергнуты дезактивации. Проведение дезактивации позволяет снизить уровень радиоактивного загрязнения, объемов образующихся РАО, стоимость захоронения путем снижения класса РАО.

Следует отметить, несмотря на тот факт, что применение любых методов дезактивации для активированных конструкций нецелесообразно, поскольку не приводит к значимому снижению уровня активности. Однако для низкоактивированного оборудования с сильным поверхностным загрязнением применение дезактивации может быть оправдано с целью снижения класса РАО.

Для выполнения работы были определены методы и типовое оборудование для проведения дезактивации, как на этапе подготовки к демонтажу, так и на этапе обращения с РАО. Выбор методов дезактивации производился на основании фактически применяемых на площадках АЭС, а также с учетом принципа минимизации образующихся отходов.

На этапе обращения с РАО было принято применение жидкостной дезактивации (электрохимическая дезактивационная установка), а также сухой абразивной дезактивации (дробеструйная установка). Электрохимическая дезактивация позволяет достаточно эффективно удалять радиоактивные загрязнения с металлических поверхностей оборудования и строительных конструкций. Дробеструйная установка обеспечивает высокую эффективность дезактивации по слабоадгезированным загрязнениям (для углеродистых сталей), и не приводит к образованию вторичных РАО в виде ЖРО.

Для черных углеродистых сталей применялась комбинация методов: последовательное применение абразивной и электрохимической дезактивации.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

ПТЦ обращения с РАО разрабатывались с целью описания и параметризации технологических операций, необходимых для приведения РАО в соответствие критериям приемлемости для захоронения. При разработке ПТЦ принимались во внимание данные по имеющейся инфраструктуре обращения с РАО на площадке АЭС. Существующая инфраструктура должна быть встроена в будущие технологические цепочки, а выбор методов должен проводиться с учетом фактически применяемых на объекте и их показателей.

Перечень технологических решений по переработке РАО, принятых в работе, представлен в таблице 1.

Таблица 1 – Технологические решения по переработке РАО от ВЭ

Вид РАО	Метод
Фильтры, СИЗ, ветошь	Сжигание РАО / измельчение
Жидкие радиоактивные среды	Упаривание до кубового остатка с последующим цементированием
Кабель	Фрагментация снятого внешнего слоя кабеля
Металлические отходы	Электрохимическая дезактивация, абразивная (дробеструйная) дезактивация
Активированные конструкции	Без переработки / фрагментация
Строительные отходы	Без переработки / измельчение
Теплоизоляция, фильтры (категории САО)	Прессование / измельчение
Пластикат, ПВХ	Прессование / измельчение

При выборе контейнерного парка для обеспечения захоронения учитывались требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии [7], критерии приемлемости РАО для захоронения в ПЗРО классов 3 и 4; установленные ограничения на активность размещаемых РАО в различные контейнеры, а также мнение специалистов АО «Концерн Росэнергоатом».

Для оценки РАО были выбраны следующие контейнеры: 2 класс - КЗХ-2кс (как временное решение для хранения до момента разработки контейнера для захоронения РАО класса 2), 3 класс – НЗК-150-1,5П, 4 класс – КРАД-1,36.

Результаты и обсуждение

По результатам обработки потоков РАО в соответствии с установленными ПТЦ выполнена оценка РАО, образующихся при ВЭ блока АС с РУ ВВЭР-1000 и приведенных к критериям приемлемости.

Высокоактивные отходы, образующиеся при выводе из эксплуатации блока АС с РУ типа ВВЭР-1000, составляют активированные внутрикорпусные устройства корпуса реактора (выгородка, шахта). Доля активированных отходов по отношению к общей массе образующихся РАО составляет не более 20 %.

Основную массу среднеактивных отходов формируют кондиционированные вторичные РАО от дезактивации элементов и систем и переработки отходов, которые составляют порядка 25 % от общей массы.

Основная масса образующихся первичных РАО является металлом, за счет применения дезактивации порядка 60% от общей массы металлических отходов могут быть выведены из категории радиоактивных.

Все образующиеся РАО в виде строительных конструкций в соответствии с ПТЦ размещаются в контейнерах совместно с металлическими отходами (полностью уходят на засыпку пустот в контейнерах).

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Заключение

В докладе изложены подходы к выполнению прогнозных оценок и расчетов количества, вида и классов РАО, образующихся при выводе из эксплуатации блока АС с ВВЭР-1000 и приведенных к критериям приемлемости. При оценке учитываются как активированные, так и поверхностно загрязнённые материалы, образующиеся при выводе из эксплуатации блока АС. Описаны исходные данные, расчетные средства, а также принятые приближения и допущения, использованные при выполнении оценок.

Полученные оценки учитывают применение дезактивации оборудования и строительных конструкций, образующихся при выводе из эксплуатации блока АС с ВВЭР-1000, включая образование вторичных твёрдых, жидких или газообразных отходов, связанных с проведением демонтажных и дезактивационных работ.

Для повышения достоверности оценок для оборудования и строительных конструкций с поверхностным загрязнением целесообразно проведение дополнительных радиационных измерений. Программа этих измерений должна включать в себя мероприятия по выбору точек измерений, которые, с одной стороны, обеспечивают представительную выборку, с другой стороны, позволяют исключить (или минимизировать) влияние посторонних факторов на точность измерений.

Выбор элементов производственно-технологических цепочек является одним ключевых моментов и может существенным образом влиять на итоговые объемы кондиционированных РАО, образующихся при выводе из эксплуатации блока АС с РУ ВВЭР-1000. Это влияние оценивается от 5 до 25 %.

Проведение оценок объемов РАО должно осуществляться на регулярной основе по мере накопления опыта и разработки новых технологических решений по демонтажу, дезактивации и обращению с РАО.

ЛИТЕРАТУРА

1. Сайт АО «Концерн Росэнергоатом» <https://www.rosenergoatom.ru/about>
2. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» (с изменениями и дополнениями 4 февраля 2015 г., 29 октября 2022 г.).
3. Постановление Правительства РФ от 29 октября 2022 г. № 1929 «О внесении изменений в постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069».
4. Программный комплекс TDMCC // РФЯЦ-ВНИИЭФ URL: <https://vniief.ru/researchdirections/civildevelopment/TDMCC/>
5. Программа для оценки радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО (ТРАСТ). Блохин А.И., Блохин П.А., Сипачев И.В. Свидетельство о государственной регистрации № 2020613540 ИБРАЭ РАН, ГК Росатом.
6. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач обращения с ОЯТ и РАО / А. А. Аракелян, А. И. Блохин, П. А. Блохин [и др.] // Радиоактивные отходы. – 2022. – № 3(20). – С. 107-116.
7. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» (НП-093-14).

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

ФОРМИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ЙОДСОДЕРЖАЩИМИ СОРБЕНТАМИ НА ФГУП «ПО МАЯК»

П. В. Козлов¹, Р. В. Пашковский¹, С. В. Степанов¹, В. А. Ремизова¹,

С. М. Шайдуллин¹, С. А. Лукин¹, П. А. Блохин²

¹ ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, Челябинская область, Россия

² Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: sp1@po-mayak.ru

Замыкание ЯТЦ подразумевает регенерацию ОЯТ энергетических установок и решение сопутствующих ей вопросов обращения с РАО. Одной из основных задач, которые приходится решать в ходе регенерации ОЯТ, является проблема создания высокоэффективной системы газоочистки головных операций.

Среди радиоактивных газообразных нуклидов, выделяющихся при переработке ОЯТ, особое место занимает йод-129, который в отличие от радиационной безопасности, всецело определяет опасность йодсодержащих РАО в долгосрочной перспективе. Он представляет опасность вследствие совокупности характеристик: длительного периода полураспада ($1,57 \cdot 10^7$ лет), высокой миграционной способности в большинстве материалов и сред, летучести и возможности физиологического накопления в щитовидной железе.

На заводе РТ-1 извлечение йода из газового потока осуществляется с высокой эффективностью на серебрясодержащем неорганическом сорбенте. Однако, химическое соединение йода с серебром в сорбенте по причине низкой механической прочности матрицы поглотителя не является формой, соответствующей общим критериям приемлемости РАО для захоронения, установленным в соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии.

С целью решения проблем, связанных с кондиционированием накопленных на заводе РТ-1 йодсодержащих сорбентов, по заказу Госкорпорации «Росатом» в 2024-2025 гг. выполнена научно-исследовательская работа по разработке способов обращения с отработанными йодсодержащими сорбентами и обоснованию вариантов их безопасного захоронения в ПГЗРО.

В составе работы выполнены: анализ научно-технических подходов к обращению с йодсодержащими РАО, разработка и опробование в лабораторных условиях доступных на ФГУП «ПО «Маяк» способов обращения с отработанными йодсодержащими сорбентами, разработка вариантов технических решений, влияющих на обеспечение безопасности при захоронении РАО в ПГЗРО. Проведена сравнительная оценка вариантов по долговременной безопасности и стоимости, разработаны рекомендации к системе инженерных барьеров безопасности (ИББ) ПГЗРО для обеспечения возможности безопасного захоронения йодсодержащих РАО.

Как уже отмечалось, основная проблема обеспечения долгосрочной безопасности йодсодержащих РАО в первую очередь обусловлена присутствием йода-129 (долгоживущего и слабосорбируемого).

При таких особенностях йода-129 скорость его поступления в биосферу из системы захоронения будет зависеть от интенсивности выхода йода из системы ИББ и его распространения во вмещающей среде.

Принятый (например, в Англии и Франции) подход к обращению йодсодержащих РАО заключается в сбросе в море после предварительной очистки. В России по понятным причинам этот подход не реализуем.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

В других странах в качестве окончательного решения, позволяющего обеспечить долгосрочную безопасность йодсодержащих РАО, рассматривается их захоронение в глубинных ПЗРО, совместно с другими ультрадолгоживущими отходами.

Обеспечить удержание йода внутри системы захоронения в масштабах времени, сопоставимых с периодом полураспада йода-129, практически невозможно, поэтому основная задача разрабатываемых в настоящее время подходов к обеспечению долгосрочной безопасности йодсодержащих РАО заключается в:

- ✓ созданию и совершенствовании технологий кондиционирования (иммобилизации), обеспечивающих низкие скорости выхода из РАО,
- ✓ поиске или разработке материалов для ИББ, которые бы позволили еще больше замедлить массоперенос йода в биосферу, снизив потенциальное пиковое дозовое воздействие на население.

Решение проблемы кондиционирования йодсодержащих РАО должно быть сопряжено с получением исчерпывающей информации о характеристиках накопленных отходов (физические свойства, химический и радионуклидный состав), подлежащих переработке и захоронению.

Радионуклидный состав йодсодержащих отходов обусловлен характеристиками перерабатываемого на заводе РТ-1 ОЯТ (ВВЭР-440, БН-350, 600 и др.).

С пуском в промышленную эксплуатацию третьей цепочки завода РТ-1 в 1988 году для улавливания йода-129 был применен сорбент на основе оксида алюминия марки А, импрегнированный солью азотнокислого серебра. При выборе сорбента исходили из того, что он обладает высокой (более 99,9%) эффективностью улавливания йода-129. Прочная связь серебра с йодом дает возможность осуществления надежного удержания этого радионуклида, а разработанный способ регенерации отработанного сорбента позволяет многократно использовать его в технологическом процессе. Эксплуатация адсорбционных колонн с данным сорбентом при переработке ОЯТ энергетических реакторов ВВЭР позволила значительно снизить содержание йода-129 в газоаэрозольных выбросах завода РТ-1 и обеспечить соблюдение контрольных уровней.

По 35 пробам сорбента проведены измерения физических параметров отработанного сорбента: насыпной плотности и влажности, а также удельной активности (УА) радионуклидов.

Величины насыпной плотности сорбента в целом, пропорциональны фракционному составу: минимальные значения на уровне 610 г/дм^3 для слоев с преобладанием целых гранул размерами более 5 мм, которые увеличиваются до 682 г/дм^3 при наибольшей доле пылевидной фракции менее 1 мм.

Отмечено разрушение гранул (менее 1 мм) сорбента колонн, многократно подвергавшихся регенерации.

Влажность сорбента составляет от 5 до 6%, что объясняется работой сорбента при высоких (до 190°C) температурах, герметичностью законсервированных колонн и емкостей, а также отсутствием источников влаги в местах хранения (каньоны системы газоочистки).

Для определения удельных активностей радионуклидов пробы растворяли в смеси H_2SO_4 и HNO_3 .

Определение ^{137}Cs и ^{241}Am выполняли методом гамма-спектрометрии. Идентификацию ^{241}Am осуществляли путем измерения интенсивности его гамма-излучения с энергией 59,54 кэВ (35,9%).

Содержание изотопов урана ($^{234}\text{-}^{236}\text{,}^{238}\text{U}$) и плутония ($^{239}\text{-}^{242}\text{Pu}$) измеряли методом масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой, с использованием консервативного подхода, принимая за содержание сумму нуклидов. Исходя из массы навески, активности

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

изотопа в растворе и коэффициента разбавления, вычисляли УА изотопа в отработанном сорбенте.

Специалистами ФГУП «ПО «Маяк» разработана комплексная схема переработки йодсодержащих отходов, включающая в себя следующие основные варианты переработки: регенерация йодсодержащих отходов; измельчение йодсодержащих отходов; прессование йодсодержащих отходов; цементирование йодсодержащих отходов; контейнеризацию йодсодержащих отходов; контейнеризацию йодсодержащих отходов совместно с буферным материалом (например, бентонитом).

По результатам проведенных исследовательских работ (исследований по определению предела прочности синтезированных образцов, химической устойчивости, процесса получения синтезированных образцов и т.д.), от вариантов цементирования сорбента (без предварительного измельчения), прессования совместно с Na_2SiO_3 , цементирования совместно с буферным материалом – было принято решение в дальнейшем отказаться, в связи с низкими значениями исследуемых показателей.

Для проведения оценок долговременной безопасности (ОДБ) и экономических затрат приняты два варианта обращения с йодсодержащим сорбентами:

✓ вариант «регенерация», в результате которого образуется 1 м^3 РАО с УА $2 \cdot 10^6$ Бк/г.

✓ вариант «измельчение», в результате которого образуется 25 м^3 РАО с УА $1,5 \cdot 10^4$ Бк/г.

Для сравнительной стоимостной оценки рассмотрен вариант без предварительной переработки, но выполнение ОДБ для него не выполнялось в связи с высокой стоимостью реализации.

Варианты обращения с сорбентом, предусматривающие прессование, были исключены из рассмотрения самими сотрудниками ЦЗЛ в связи с тем, что полученные по этой технологии образцы не соответствовали критериям прочности и водостойкости. Также не рассматривались варианты, в которых не предусматривается омоноличивание РАО.

Сравнительный анализ вариантов включения йода в матричный материал показал, что наиболее перспективными являются свинец и цемент.

Цементирование – наиболее отработанная технология, легко масштабируется, имеет низкую стоимость. Однако недостатком такой матрицы является сравнительно непродолжительный срок службы.

Положительными чертами свинцовой матрицы является ее радиационная и термостойкость, высокая степень включения йода, а также низкая скорость коррозии (всего около 1 мкм/год). Недостатки свинцовой матрицы связаны с ее токсичностью, недостаточной исследованностью и амфотерностью свинца.

Для первичной упаковки предлагается использовать металлические 200-литровые бочки из нержавеющей стали.

При выборе контейнера необходимо учитывать, что в условиях ПГЗРО совокупность нагрузок от горного давления, напора подземных вод и набухания бентонитового буфера, давление на контейнер составит более 5 МПа.

Учитывая схожесть технических требований (для условий ПГЗРО), может рассматриваться металлический невозвратный чехол для захоронения РАО класса 1 (далее условно будем называть его НЧ), или железобетонный контейнер типа НЗК (КЗХ-2кс).

Оцениваемые по показателю безопасности при захоронении йодсодержащих РАО для условий размещения в ПГЗРО в нашей работе варианты технических решений включают все многообразие комбинаций ИББ из указанных ранее материалов (матриц, контейнеров). Рассматриваются варианты размещения РАО в контейнерах типа НЗК и НЧ. В качестве матричного материала рассматриваются цемент и сплав свинца, в качестве материала

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

заполнители пространства между бочками в контейнерах рассматриваются варианты инертного по отношению к миграции йода заполнителя (стеклошарики или песок), селективного сорбента, обладающего сорбционными свойствами по отношению к йоду (например, киновари).

При переработке сорбента способом «регенерация» ожидается образование всего 1 м³ йодосодержащих РАО. В предлагаемых вариантах технических решений в результате их кондиционирования образуется по 2 контейнера типа НЗК и НЧ. Размещение 2 контейнеров в пределах ПГЗРО не представляет сколь-нибудь значительных сложностей.

Для кондиционирования РАО, полученных при переработке сорбента способом «измельчения», потребуется уже 32 контейнера типа НЗК или 42 контейнера типа НЧ. Размещать контейнеры типа НЗК в горной выработке предлагается в 3 яруса, а контейнеры типа НЧ – в «шахматном» порядке.

Выполнение ОДБ основывается на базовом сценарии эволюции, характеризующимся естественным протеканием процессов в системе захоронения и геологической среде и потенциальным дозовым воздействием на население за счёт ведения фермерского хозяйства.

С учетом возможного влияния на систему захоронения йодосодержащих РАО внешних и внутренних воздействия природного и техногенного происхождения, сформулирован набор альтернативных сценариев эволюции системы захоронения РАО.

Для сравнительного анализа вариантов технических решений с позиций долговременной безопасности прогнозные расчеты массопереноса йода из системы захоронения выполнены с учетом основных предположений базового сценария.

Прогнозные расчеты по альтернативным сценариям эволюции системы захоронения РАО выполнены для варианта технических решений, для которого продемонстрирована наибольшая безопасность в сценарии нормальной эволюции.

Результатами прогноза распространения йода в системе ИББ показано доминирующее влияние величины растворимости AgI на общую картину миграции. Это влияние было настолько значительным, что затрудняло оценку вклада и определение значимости прочих ИББ системы захоронения.

Однако значение предела растворимости AgI, используемое в расчетах, само по себе является параметром, известным с некоторой степенью неопределенности, поскольку основывается на литературных данных и результатах химического моделирования.

Серия расчетов при высоком пределе растворимости позволила выявить и количественно оценить роль барьеров безопасности в сдерживании распространения йода.

Применение свинцовой матрицы и киновари в качестве селективного сорбента демонстрирует высокую эффективность в сдерживании выхода йода за пределы системы захоронения РАО, позволяя растянуть процесс миграции йода в пределах ближней зоны системы захоронения на сотни тысяч лет и существенно снизить пиковую интенсивность выхода в область жизнедеятельности человека.

В противоположность этому, использование менее эффективных сорбентов, таких как бентонит, модифицированный серебром, показало свою ограниченную целесообразность.

Проведенный анализ свидетельствует, что в предложенной конфигурации подобный селективный сорбент не может служить полноценной заменой киновари в качестве основного сорбционного барьера. При этом в системе, уже включающей киноварь, дополнительное применение модифицированного бентонита не вносит существенного вклада в улучшение барьерных свойств.

В рамках лабораторных исследований работниками ФГУП «ПО «Маяк» выполнены замеры скоростей выщелачивания йода из образцов, полученных при различных рассматриваемых в настоящей работе вариантах обращения с йодными сорбентами.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Сравнение прогнозов миграции йода при различных скоростях выщелачивания показали, что за счет глубокой переработки сорбента можно достигнуть эффективности удержания, близкой к селективным сорбентам.

Варианты цементирования гранул или измельченного сорбента при прочих равных не обеспечивают долговременную безопасность.

Строительство ПГЗРО в Красноярском крае предполагается в архейской гнейсовой толще на участке Енисейский на глубине около 500 м. Массив частично нарушен сетью разрывных нарушений и характеризуется затухающей с глубиной трещиноватостью.

Принимая разгрузку потока подземных вод в направлении малых ручьев и рек бассейна р. Енисей, ближайшая к ПГЗРО точка потенциального водопользования может располагаться в 2,5 км, в верховье ручья Меркурьев.

В работе показано, что барьерные свойства гнейсов массива горных пород не оказывают значительного влияния на миграцию йода к потенциальному водозабору. Однако работают извилистость трещинного пространства, приводящая к рассеиванию загрязнения, и разбавление загрязнения подземными водами.

В рамках данной работы разработка геофильтрационной и геомиграционной моделей участка Енисейский не проводилась. Использовались модели, разработанные ИБРАЭ РАН в рамках исполнения государственных контрактов 2019-2025 годов.

По результатам прогнозных расчетов распространения йодного загрязнения получены характеристики потенциального загрязнения в зоне водопользования и ореолы его распространения при различных сценариях эволюции системы захоронения РАО.

Прогнозные расчеты распространения йода до точки водопользования и оценки потенциальных дозовых воздействий на население за счет ведения фермерского хозяйства, позволили дифференцировать варианты технических решений по степени долговременной безопасности.

Для наиболее безопасного технического решения (НЧ, киноварь, свинцовая матрица, низкий предел растворимости) проведена серия расчетов для альтернативных сценариев эволюции системы захоронения, продемонстрировавшая высокую устойчивость выбранных ИББ к рассмотренным внешним и внутренним воздействиям природного и техногенного характера.

Сравнительный анализ стоимости вариантов обращения с йодосодержащими РАО показал, что несмотря на значительные затраты на переработку сорбента способом регенерации, суммарная стоимость обращения с такими РАО будет наиболее низкой, не зависимо от выбора материалов ИББ. Это связано с меньшим объемом захораниваемых РАО, образующихся при регенерации сорбента.

При оценке возможности размещения йодсодержащих РАО в ПГЗРО необходимо учитывать сочетанное воздействие от размещаемых в ПГЗРО РАО класса 1 и 2 (в том числе накопленных на ФГУП «ПО «Маяк» остеклованных ВАО, отходов КРЭА от вывода энергоблоков из эксплуатации и т.д.), а также прогнозируемые объемы образования йодсодержащих РАО на ЗБП.

В зависимости от варианта технических решений, йодсодержащие РАО могут создавать от 2 до 99% потенциальной дозовой нагрузки на население.

Долговременная безопасность захоронения йодсодержащих РАО в ПГЗРО должна учитывать сочетанное воздействие от совместно размещаемых РАО. Для минимизации суммарного потенциального дозового воздействия на население от захораниваемых в ПГЗРО РАО необходимо разнести пики дозового воздействия от йода и радионуклидов РАО класса 1 и 2.

Следует понимать, что в настоящее время ОДБ выполнена только для РАО класса 1, вклад в суммарную потенциальную дозовую нагрузку от РАО класса 2 не учтен.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Предварительные оценки радиологической емкости ПГЗРО показывают, что в зависимости от выбора варианта разработанных технических решений, в ПГЗРО возможно разместить йодсодержащие РАО с суммарной активностью от $5 \cdot 10^{12}$ до $5 \cdot 10^{16}$ Бк, в зависимости, прежде всего, от величины предела растворимости йода.

Анализ результатов:

По результатам проведенных исследовательских работ в соответствии с разработанной схемой переработки йодсодержащих отходов (исследований по определению предела прочности синтезированных образцов, химической устойчивости, процесса получения синтезированных образцов и т.д.), перспективными видятся варианты переработки путем десорбции йода с последующим получением AgI, цементирования прессованного йодсодержащего сорбента и прямой контейнеризации сорбента без предварительной переработки. От вариантов цементирования сорбента (без предварительного измельчения), прессования совместно с Na_2SiO_3 , цементирования совместно с буферным материалом – по совокупности проведенных исследований на данном этапе работы было принято решение отказаться.

Подтверждена принципиальная возможность безопасного захоронения йодсодержащих РАО в ПГЗРО

Среди разработанных вариантов технических решений наиболее безопасным прогнозируется вариант, сдерживающий выход йода за счет медленного выщелачивания из свинцовой матрицы и сорбирующих свойств киновари.

Варианты обращения с сорбентами, в результате которых образуется меньшее количество РАО, являются более экономически эффективными.

Технико-экономическая оптимизация должна идти по пути:

- ✓ выбора матричного материала – минимизация скорости выщелачивания
- ✓ подтверждения предела растворимости йода в подземной воде ПГЗРО (основной источник неопределенности (порядок величины))
- ✓ подтверждения свойств и совместимости конструкционных, буферных и матричных материалов (бетон, бентонит, киноварь, свинец).

РЕГУЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА ПРИ РЕАБИЛИТАЦИИ ЗАГРЯЗНЕННЫХ УЧАСТКОВ ТЕРРИТОРИИ

Ю. В. Абрамов, А. В. Симаков, Н. Л. Проскурякова, Т. М. Алферова

ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия

эл. почта abramov-1948@yandex.ru

Реабилитация радиационно загрязнённых участков территории страны является одним из приоритетов политики Правительства. Ещё в 2001 г. Государственной Думой был принят закон от 10 июля 2001 г. № 92-ФЗ «О специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязнённых участков территории» [1].

В «Основах государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу» [2] (утверждены Указом Президента РФ от 13.10.2018 N 585) указано, что «основными проблемами в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности является (среди прочих) ... наличие объектов ядерного наследия ... и реабилитация радиоактивно загрязнённых участков территорий, на которых расположены эти объекты».

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Действующая сейчас Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016 – 2020 годы и на период до 2035 года» [3] в качестве одного из направлений реализации программы называет реабилитацию загрязнённых территорий.

Загрязнённые радиоактивными веществами территории образовались в результате прошлой деятельности человечества: это и добыча полезных ископаемых (не только урановой руды, но и других материалов – полиметаллов, углеводов и т.д.), эксплуатация объектов атомной промышленности и энергетики, ядерные взрывы, разнообразные аварии с радиоактивными веществами, деятельность атомного флота (в том числе и военно-морского флота) и пр. Соответственно, все загрязнённые территории имеют свои особенности, в первую очередь, в характере загрязнения и наборе радионуклидов. Не всегда загрязнённые территории принадлежат организациям, профессионально работающим с источниками ионизирующего излучения и имеющими соответствующий опыт, – я имею в виду добычу и переработку рудных ископаемых и нефтегазовый комплекс.

Определяющее значение при планировании работ по реабилитации загрязнённых территорий имеет поставленная задача: каков вариант последующего использования реабилитированной территории и какого конечного состояния необходимо в итоге достичь.

Аналогичные работы (по очистке загрязнённых территорий) могут проводиться при дезактивации территорий и при выводе радиационных объектов из эксплуатации.

Структуру нормативных документов в области радиационной безопасности можно представить в следующем виде (Рисунок 1):



Рис. 1 - Структура нормативных документов в области радиационной безопасности

На всех уровнях имеются и документы, относящиеся к обеспечению радиационной безопасности при работах по реабилитации загрязнённых территорий.

В первую очередь (согласно приведённой иерархии документов), это санитарные правила, но разработанные документы относятся к работам на конкретных типах предприятий:

- Санитарные правила обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов (СП ВЭ ПР–01) [4];
- Санитарные правила "Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации комплектующего предприятия" (СП ВЭ-КП-05) [5];

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

- Санитарные правила «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции» (СП ВЭ БАС–07) [6].

То же относится и документам более низкого уровня:

- Руководство "Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации (закрытии) хвостохранилищ" (РБ-078-12) [7];

- Руководство «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации плутониевого производства химико-металлургического завода АО «СХК» (Р 2.6.5.059 – 2020) [8];

- Руководство «Радиационно-гигиенические требования к утилизации судов атомно-технологического обслуживания» (Р 2.6.1.62-04) [9];

- Методические указания «Санитарно-эпидемиологическое обеспечение безопасного проведения работ по выводу из эксплуатации установки У-5 ОАО «ВНИИНМ» (МУ 2.6.5.013 – 14) [10].

Методические указания «Обеспечение радиационной безопасности при проведении работ по реабилитации территорий береговых технических баз» (МУ 2.6.6.22-05) [11];

- НП-058-14 «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» [12] (реабилитации посвящён раздел «Х. Обеспечение безопасности при обращении с радиоактивными отходами, образующимися при реабилитации территорий, загрязнённых радиоактивными веществами»).

Документов, посвящённых конкретно реабилитации территорий, значительно меньше. Нужно отметить, что сам термин «реабилитация» ещё подлежит обсуждению.

В некоторых документах наряду с «реабилитацией» используется термин «рекультивация», внося разнобой.

Рекультивация — это комплекс мер по экологическому и экономическому восстановлению земель и водных ресурсов, плодородие которых в результате человеческой деятельности существенно снизилось. Рекультивация земель может являться частью реабилитации.

В соответствии с подходами МАГАТЭ термин «реабилитация» относится к имеющемуся загрязнению (ситуация существующего облучения). Принимая такой подход, упомянутые выше документы (Санитарные правила) по обеспечению радиационной безопасности при плановом выводе объектов из эксплуатации могут быть применены для организации работ по реабилитации как рекомендуемые.

Документов по обеспечению безопасности, как следует из приведенного списка, разработано уже немало. Но проблема остаётся актуальной.

В качестве примера востребованности документов, посвящённых организации безопасных условий труда при работах по реабилитации загрязнённых территорий, можно упомянуть План работы Базовой организации государств – участников СНГ по вопросам обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ ЯРОО на 2025 год (Рисунок 2), где одним из пунктов числится «Разработка проектов модельных подзаконных актов к модельному закону (МЗ) о РАО, определяющих, в том числе: ...

- основные требования безопасности при ликвидации/реабилитации/консервации/рекультивации объектов и территорий предприятий урановой промышленности.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

ПЛАН
работы Базовой организации государств – участников СНГ
по вопросам обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ ЯРОО на 2025 год

7. Направление «Обращение с РАО»			
7.1	Разработка проектов модельных подзаконных актов к МЗ о РАО, определяющих, в том числе: - основные требования безопасности при ликвидации/реабилитации/консервации/рекультивации объектов и территорий предприятий урановой промышленности;	май – декабрь	Госкорпорация «Росатом», ФБУ НТЦ ЯРБ, АО «ТВЭЛ», ФГУП «НО РАО», заинтересованные организации СНГ

Рис. 2 – План работы Базовой организации государств – участников СНГ по вопросам обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ ЯРОО

Здесь также объединены в один пункт плана «ликвидация», «реабилитация», «консервация» и «рекультивация».

Наиболее полно требования к обеспечению радиационной безопасности персонала при реабилитации территорий изложены в Руководстве «Обеспечение радиационной безопасности персонала и населения при проведении работ по реабилитации загрязненных радионуклидами участков территории» (Р 2.6.5.026 – 15) [13]. В этом документе термин **«Реабилитация загрязненной территории»** понимается как комплекс организационных, технических, социальных, медицинских мероприятий, направленных на приведение загрязненных радионуклидами участков территории в состояние, определенное проектом реабилитации.

Этот документ касается только организаций и территорий, обслуживаемых ФМБА.

По нашему мнению, работы по реабилитации загрязнённых участков территории – это один из видов профессионального обращения с техногенными источниками излучения (ситуация планируемого облучения), и в этих условиях должны выполняться основные принципы радиационной безопасности:

- принцип нормирования;
- принцип обоснования;
- принцип оптимизации.

Все виды деятельности по реабилитации должны осуществляться в соответствии с проектом реабилитации, в котором должны быть определены варианты последующего использования реабилитированной территории и конечное радиационное состояние территории в зависимости от принятого варианта ее использования.

Оптимизированные значения нормативов являются основой для определения конкретных уровней очистки территории и объектов (в единицах удельной активности почвы, мощности дозы в помещениях и т.п.).

Принятый проектом реабилитации вариант конечного состояния объекта в общем случае будет определять различные требования к радиационной обстановке. Так, при полной или частичной ликвидации объекта для приведения параметров радиационной обстановки к заданным требованиям должны быть проведены реабилитационные работы на объектах и территориях с целью:

- снижения доз облучения населения при использовании территории и объектов в общепромышленных целях;
- предотвращения облучения людей в будущем;
- предотвращения или снижения воздействия техногенных радионуклидов на окружающую среду.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Для площадок общепромышленного назначения, созданных в результате ликвидации объекта, устанавливаются соответствующие требования.

В соответствии с Концепцией вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения ГК «Росатом» обязательным условием приемлемости варианта вывода ядерно-радиационно-опасного объекта из эксплуатации является достижение его конечного состояния как минимум «коричневая лужайка».

Организация радиационно безопасных работ по реабилитации территории помимо прочего должна учитывать и применяемые методы реабилитации. За последние годы разработаны и внедрены новые методы дезактивации: химическая экстракция, биосорбция, промывка, химическая иммобилизация (снижение мобильности) и др.

Выполнение работ на радиационно загрязненных участках территории и работ по обращению с радиоактивными отходами должно производиться по специальным регламентам и программам.

Независимо от предыстории образования загрязнения, его характера и набора присутствующих нуклидов можно выделить основные требования к организации радиационно безопасных условий проведения реабилитационных работ. Программы таких работ должны предусматривать:

- получение предварительной информации о радиационной обстановке в местах проведения работ для прогноза доз облучения персонала и планирования защитных мероприятий;

- мероприятия по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения;

- мероприятия по охране окружающей среды;

- условия и маршруты перемещения загрязненных материалов;

- организацию инструктажа персонала; организацию и проведение дезактивации оборудования и инструмента;

- организацию оперативного индивидуального дозиметрического контроля;

- использование необходимого и достаточного комплекта СИЗ;

- использование санпропускника, применение переносных саншлюзов, организация санитарных барьеров и других мероприятий по ограничению распространения радиоактивных загрязнений из зоны проведения работ;

- схема обращения с радиоактивными отходами;

- своевременная замена загрязненной выше допустимых значений спецодежды.

Объём запланированных работ будет определяться как состоянием территории, так и поставленной конечной целью реабилитации.

Варианты конечного состояния объектов, исходя из предполагаемого их использования, могут представлять собой:

- площадку для объекта радиационно-технологического назначения;

- площадку для объекта общепромышленного использования.

Работы по реабилитации, как правило, включают следующие этапы:

1) подготовительный этап:

- радиационное обследование территории;

- ограждение территории проведения работ по реабилитации;

- организация погрузочно-разгрузочной площадки;

- организация санитарно-пропускного режима;

- зонирование территории проведения работ по реабилитации;

2) основной этап:

- удаление существующих РАО;

- удаление нерадиоактивных отходов;

- удаление образовавшихся при работах по реабилитации радиоактивных отходов;

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

3) заключительный этап:

- процедура сдачи-приёмки объекта после завершения работ;
- организация мониторинга радиационно-гигиенического состояния реабилитированной территории.

В связи с тем, что работы по реабилитации загрязнённых территорий, несомненно, будут только расширяться, необходимо в проектных материалах предусматривать разделы по обеспечению радиационной безопасности персонала, проводящего подобные работы.

ЛИТЕРАТУРА

1. Закон от 10 июля 2001 г. № 92-ФЗ «О специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязнённых участков территории».

2. «Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу» (утверждены Указом Президента РФ от 13.10.2018 N 585).

3. Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016 – 2020 годы и на период до 2035 года».

4. Санитарные правила обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов (СП ВЭ ПР–01).

5. Санитарные правила "Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации комплектуемого предприятия" (СП ВЭ-КП-05).

6. Санитарные правила «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции» (СП ВЭ БАС–07).

7. Руководство "Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации (закрытии) хвостохранилищ" (РБ-078-12).

8. Руководство «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации плутониевого производства химико-металлургического завода АО «СХК» (Р 2.6.5.059 – 2020).

9. Руководство «Радиационно-гигиенические требования к утилизации судов атомно-технологического обслуживания» (Р 2.6.1.62-04).

10. Методические указания «Санитарно-эпидемиологическое обеспечение безопасного проведения работ по выводу из эксплуатации установки У-5 ОАО «ВНИИНМ» (МУ 2.6.5.013 – 14).

11. Методические указания «Обеспечение радиационной безопасности при проведении работ по реабилитации территорий береговых технических баз» (МУ 2.6.6.22-05).

12. НП-058-14 «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения».

13. Руководство «Обеспечение радиационной безопасности персонала и населения при проведении работ по реабилитации загрязнённых радионуклидами участков территории» (Р 2.6.5.026 – 15).

ОСОБЕННОСТИ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ В РАЙОНЕ РАЗМЕЩЕНИЯ ХРАНИЛИЩ ЖИДКИХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОТХОДОВ СУБЛИМАТНОГО ПРОИЗВОДСТВА

Ю. Н. Зозуль¹, М. А. Эдомская², В. В. Шлыгин¹, С. В. Ахромеев¹,
С. Н. Лукашенко²

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

¹Государственный научный центр Российской Федерации – Федеральный медицинский биофизический центр им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия

²ФГБУ «Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии и агроэкологии Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», Обнинск, Россия

эл. почта: julnik@list.ru

В статье представлены результаты проведения комплексного радиоэкологического обследования в районе расположения хранилищ жидких технологических отходов, оставшиеся после закрытия в 2014 г. сублиматного производства в г. Ангарске.

Исследуемым объектом является комплекс хранилищ жидких технологических отходов остановленного сублиматного производства, включающий в себя шесть карт шламоотстойников. Комплекс хранилищ расположен на выделенной территории в пределах городской черты г. Ангарска в зоне атмосферного влияния Байкальской природной территории. После остановки производства и прекращения подачи пульпы в шламоотстойники в 2012 г. ведутся работы по консервации карт шламоотстойников. На сегодняшний день четыре из шести карт законсервированы, две карты остаются обводненными, представляя собой поверхностные водные объекты.

Целью данной работы являлось исследование радиоэкологической обстановки в районе их размещения. Многофакторный характер сбросов и выбросов, сопровождающий производственную деятельность предприятия, определил необходимость комплексного обследования в районе расположения шламоотстойников.

В период 2021-2023 гг. в рамках исследования радиоэкологической обстановки было выполнено измерение мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения (МАЭД) на местности и отбор проб объектов окружающей среды (почва и грунты, осветленная пульпа и донные отложения шламоотстойников, подземные воды наблюдательных скважин) для определения удельной активности природных и техногенных радионуклидов и содержания токсичных металлов.

Территория вокруг шламоотстойников, включая береговую часть, характеризуется равномерным распределением МАЭД в диапазоне значений, соответствующих среднему значению на Байкальской природной территории 0,15 мкЗв/ч [1].

При этом в грунтах береговых склонов шламоотстойников открытого типа, куда размещались жидкие технологические отходы, образующиеся при обогащении урана, присутствуют техногенные радионуклиды. При отстаивании пульпы на дне шламоотстойников скапливался твердый осадок солей урана, а осветленная пульпа дренировала через стенки и днища хранилищ. До 1993 г. наряду с сырьем природного происхождения на предприятии перерабатывалось и сырье вторичного происхождения (регенерированное сырье), которое в следовых количествах содержит трансурановые и осколочные элементы. В пробах грунта отмечены активности техногенных ^{137}Cs и ^{241}Am , превышающие критерий неограниченного использования (Ани). В отдельных локациях удельная активность ^{241}Am превышает критерий радиоактивных отходов (РАО).

На осушенных участках обводненных карт шламоотстойников были отобраны керны донных отложений на глубину до 60 см [2]. Удельная активность ^{238}U в пробах достигает значений, превышающих фоновые показатели более чем в 8 раз (рис. 1), ^{137}Cs достигает уровня Ани. Выявлено присутствие техногенного ^{241}Am - с активностью, достигающей критерия РАО. На диаграммах видно, что наибольшие активности ^{137}Cs наблюдаются в верхнем слое отложений, снижаясь с глубиной (рис. 2). Для ^{241}Am наблюдается обратная зависимость – в поверхностном слое удельная активность ниже, чем на глубине 50-60 см (рис. 3).

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

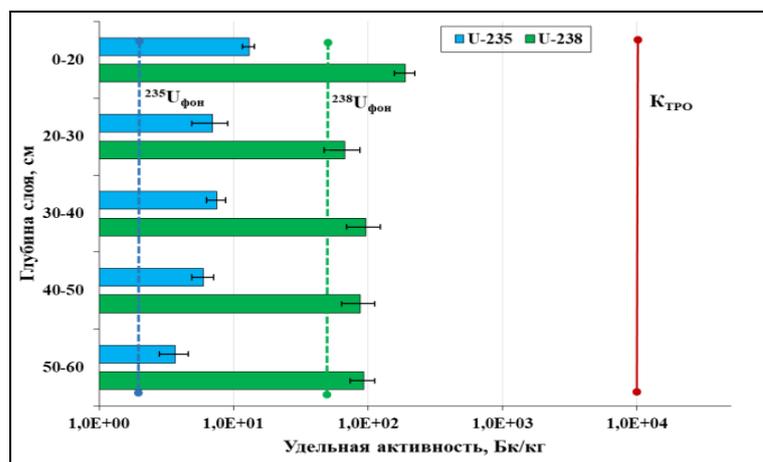


Рис. 1- Изменение удельной активности ^{235}U и ^{238}U по глубине донных отложений обводненных карт шламоотстойников

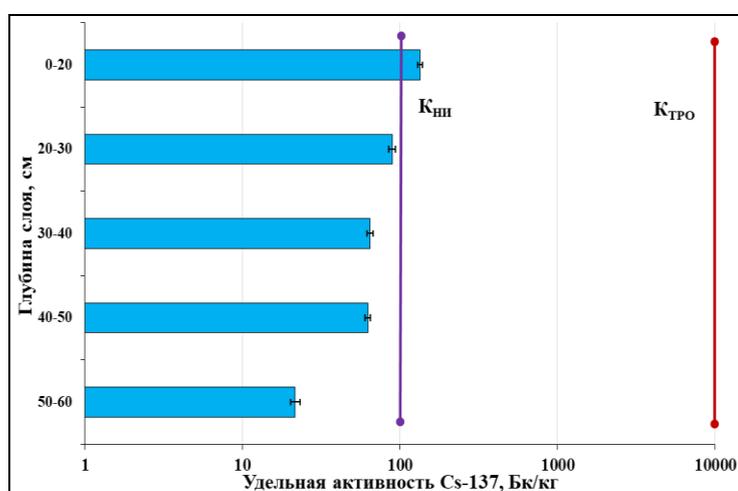


Рис. 2 - Изменение удельной активности ^{137}Cs по глубине донных отложений обводненных карт шламоотстойников

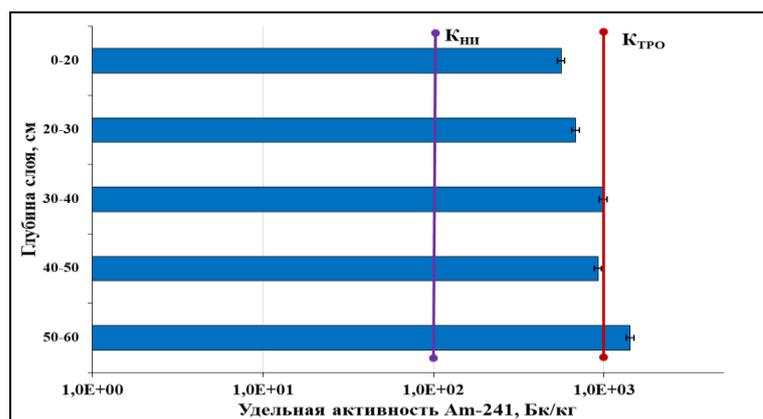


Рис. 3 - Изменение удельной активности ^{241}Am по глубине донных отложений обводненных карт шламоотстойников

Анализ показал, что в осветлённой пульпе, покрывающей отложения шламоотстойников, присутствуют элементы 1-го класса опасности. Их концентрации

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

значительно превышают установленные нормативы ПДК для водных объектов хозяйственно-питьевого назначения (U – 100 ПДК, Tl - 10 ПДК, Hg - 6 ПДК, As - 5 ПДК, Be - 3 ПДК). Учитывая доступность территории шламоотстойников для населения, они представляет собой прямую угрозу здоровью в случае намеренного контактирования, а также являются потенциальным источником загрязнения подземных вод.

Для оценки состояния загрязнения подземных вод в районе расположения хранилищ отходов организована сеть наблюдательных скважин. Основное направление потока подземных вод ориентировано в сторону г. Ангарска с разгрузкой в р. Ангару и р. Китой рыбохозяйственного значения [3]. Состояние загрязнения подземных вод оценивалось относительно фоновой скважины, расположенной выше шламоотстойников по направлению потока. Отбор проб подземных вод наблюдательных скважин на ряд показателей осуществляется предприятием поквартально в соответствии с Программой производственного экологического контроля.

Данные по удельной суммарной альфа-активности подземных вод на территории расположения хранилищ показывают, что максимальные значения соответствуют предельному значению для питьевых вод, регламентированному НРБ-99/2009. Наибольшие значения наблюдаются в отдельных скважинах в районе обводненных карт шламоотстойников. Содержание изотопов урана в подземных водах наблюдательных скважин существенно ниже уровня вмешательства для питьевой воды. При этом отмечено превышение фонового значения до 3-х порядков. Соотношение изотопов урана в отдельных скважинах отличается от природного и характеризует техногенный источник поступления.

В водах наблюдательных скважин обводненных карт наблюдаются наиболее высокие содержания фторидов, нитритов, нитратов, гидрокарбонатов и ионов аммония (табл. 1). Ниже обводненных карт шламоотстойников по направлению движения подземных вод содержание снижается.

Таблица 1- Содержание неорганических соединений в воде наблюдательных скважин

Вещество	Содержание, ед.ПДК/ед.фона			
	Карты I-II (законсерв.)	Карты III-IV (законсерв.)	Карты V- VI (обводненные)	Шламовые поля фторгипса
Гидрокарбонаты	$\frac{-}{8}$	$\frac{-}{3}$	$\frac{-}{10}$	$\frac{-*}{4}$
Карбонаты	$\frac{-}{400}$	$\frac{-}{18}$	$\frac{-}{400}$	$\frac{-}{59}$
Фториды	$\frac{18}{201}$	$\frac{<1}{4}$	$\frac{253}{2836}$	$\frac{21}{194}$
Ионы аммония	$\frac{200}{1882}$	$\frac{33}{314}$	$\frac{200}{1882}$	$\frac{23}{182}$
Сульфаты	$\frac{6}{85}$	$\frac{1}{16}$	$\frac{5}{79}$	$\frac{3}{49}$
Нитриты	$\frac{4}{113}$	$\frac{<1}{6}$	$\frac{99}{2680}$	$\frac{<1}{5}$
Нитраты	$\frac{37}{827}$	$\frac{<1}{7}$	$\frac{99}{2227}$	$\frac{1}{24}$

Качественный состав загрязнителей подземных вод отражает состав загрязнителей в шламоотстойниках. Из элементов 1 класса опасности наибольшее превышение ПДК отмечается по мышьяку и наблюдается как в районе обводненных (карты V-VI), так и

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

законсервированных (карты I-IV) шламоотстойников. Содержание урана, элемента 1 класса опасности, в подземных водах наблюдательных скважин не превышает ПДК, при этом на 2-3 порядка превышает содержание в фоновой скважине. В существующих геохимических условиях количество урана (всего около 4 тонн), которое может быть потенциально вынесено стоками из шламоотстойников, сопоставимо с объемами урана, мигрирующего в природе. По элементам 2 класса опасности наибольшее превышение ПДК отмечается по литию и никелю, преобладающих в обводненных картах шламоотстойников.

Сравнение содержания урана в воде скважин полученными в данной работе с данными 2012 г. [4], показывает, что в скважинах у шламоотстойников наблюдается увеличение содержания урана за 10-летний период на 2-3 порядка. Наибольшее увеличение отмечено в районе обводненных карт шламоотстойников. Миграционная активность урана определяется не только кислотностью среды, но и содержанием гидрокарбонатов. Наблюдаемое увеличение содержания гидрокарбонатов формирует благоприятные условия для повышения миграционной активности урана.

Полученные данные по динамике содержания урана в подземных водах и изменению содержания загрязнителей по направлению потока подземных вод определяют актуальность контроля и прогнозирования распространения токсичных металлов в природной среде. Вмещающие песчаные грунты обеспечивают широкое распространение загрязнения по направлению потока грунтовых вод. В районе размещения шламоотстойников содержание токсичных металлов I класса опасности относительно фоновых значений увеличивается на порядок и более. Наибольшее превышение наблюдается по мышьяку и таллию (рис. 4), содержание мышьяка повышается выше значений ПДК. При этом содержание урана, повышаясь до 10 раз выше, чем в фоновой скважине, остается ниже ПДК.

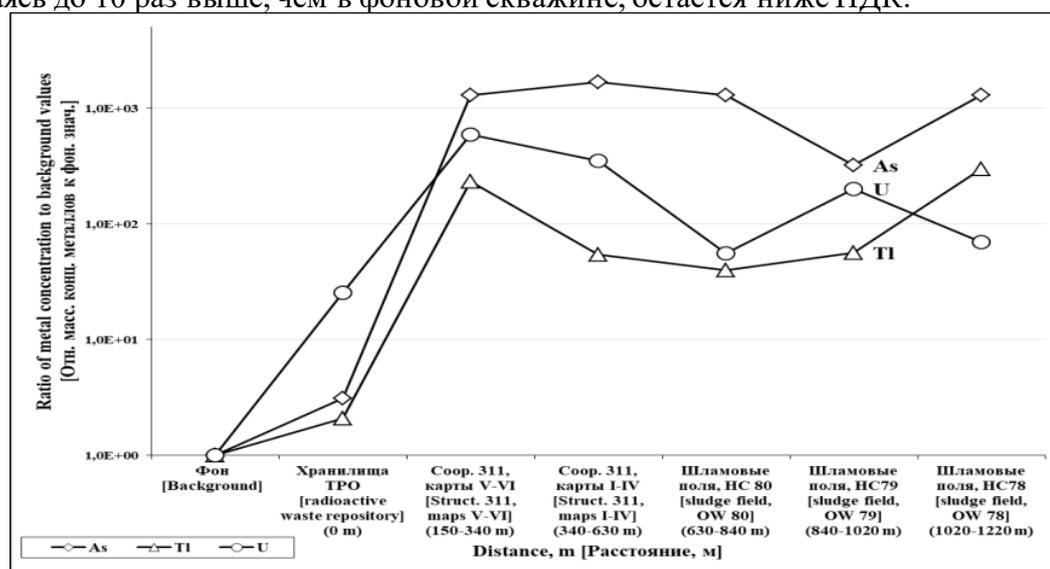


Рис. 4 - Изменение содержания токсичных металлов I класса опасности по направлению потока грунтовых вод

Результаты исследований позволяют заключить, что радиационная обстановка в районе хранилищ жидких технологических отходов сублиматного производства характеризуется региональными значениями МАЭД. В грунтах в районе хранилищ содержание природных и техногенных радионуклидов соответствует фоновым значениям. В грунтах берегового склона и донных отложениях обводненных шламоотстойников присутствуют высокие активности техногенных радионуклидов ^{241}Am и ^{137}Cs . Воды наблюдательных скважин содержат высокие концентрации неорганических соединений

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

(фториды, ионы аммония, нитриты и нитраты) и токсичных металлов (мышьяк, таллий, литий, никель), присутствующих в шламоотстойниках. Наблюдаемое за 10-летний период увеличение содержания урана в водах наблюдательных скважин указывает на наличие взаимодействия содержащего шламоотстойников с грунтовыми водами.

Полученные данные свидетельствуют о том, что хранилища жидких технологических отходов сублиматного производства являются потенциальным источником загрязнения окружающей среды.

ЛИТЕРАТУРА

1. О состоянии и об охране окружающей среды Российской Федерации в 2023 году. Проект Государственного доклада. – М.: Минприроды России; ООО «Интеллектуальная аналитика»; ФГБУ «Дирекция НТП»; Фонд экологического мониторинга и международного технологического сотрудничества, 2024. – 707 с.

2. Зозуль Ю.Н., Шлыгин В.В., Ахромеев С.В., Эдомская М.А., Шаврина К.Е., Маркова М.В. Исследование радиационно–экологической обстановки в районе размещения хранилищ технологических отходов сублиматного производства в Иркутской области // Радиоактивные отходы. 2024. № 3 (28). С. 101—109. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-3-101-109.

3. Приказ Минсельхоза России от 24.04.2020 N 226 (ред. от 22.07.2022, с изм. от 10.12.2024) "Об утверждении правил рыболовства для Байкальского рыбохозяйственного бассейна" (Зарегистрировано в Минюсте России 09.10.2020 N 60326) <https://legalacts.ru/doc/prikaz-minselkhoza-rossii-ot-24042020-n-226-ob-utverzhdenii/> Дата открытия 14.11.2025

4. Богуславский А.Е., Гаськова О.Л., Шемелина О.В. Миграция урана в грунтовых водах района шламохранилищ Ангарского электролизного химического комбината // Химия в интересах устойчивого развития. - 2012. - Т. 20, вып. 5. - С. 515-529.

ГИГИЕНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ НОРМАТИВНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

Н. Л. Проскурякова, А. В. Симаков, Ю. В. Абрамов

*ФГБУ «Государственный научный центр Российской Федерации – Федеральный медицинский биофизический центр имени А. И. Бурназяна» ФМБА России, Москва, Россия
эл. почта: nlpros@mail.ru*

Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) – это ядерное топливо, извлеченное из реактора после облучения и непригодное для дальнейшего использования без переработки. ОЯТ является ценным сырьем для получения компонентов ядерного топлива и некоторых важных изотопов, однако оно является потенциально опасным продуктом деятельности атомных энергетических установок: именно в нем сосредоточено до 98% общей радиоактивности материалов, вовлеченных в сферу человеческой деятельности.

Образование высокотоксичных радионуклидов, в том числе долгоживущих альфа-активных искусственных трансураниевых элементов (технеция Tc, йода-129, плутония Pu, нептуния Np, америция Am, кюрия Cm и др.), обуславливает большую потенциальную опасность отработавшего топлива АЭС, которая может сохраняться на протяжении тысяч лет. Часть этих радионуклидов (уран, плутоний, а в будущем, возможно, и другие делящиеся

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

изотопы трансурановых элементов) после радиохимической переработки может быть вновь использована в топливном цикле.

«Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу» [1] определили, что среди основных проблем в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности находится накопление ОЯТ, а задачами в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности являются:

- обеспечение безопасности при обращении ...с отработавшим ядерным топливом;
- совершенствование нормативно-правовой базы в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, в том числе критериев, принципов, системы нормирования и основных требований к обеспечению ядерной и радиационной безопасности.

Частично данные задачи могут быть решены посредством разработки санитарных правил «Гигиенические требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при обращении с отработавшим ядерным топливом». В настоящее время в системе санитарно-эпидемиологического нормирования научно-обоснованные требования по обеспечению радиационной безопасности на этапах обращения с ОЯТ отсутствуют. Санитарными правилами должны предусматриваться обоснование и разработка требований к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения на этапах:

- обращения с отработавшим ядерным топливом во время эксплуатации
 - атомных станций с реакторами РБМК и ВВЭР;
- длительного контролируемого хранения ОЯТ в хранилищах атомных станций;
- транспортирования ОЯТ;
- радиохимической переработки.

В правилах также должны быть рассмотрены вопросы профилактики возможных радиационных аварий и требования обеспечения радиационной безопасности при ликвидации их последствий.

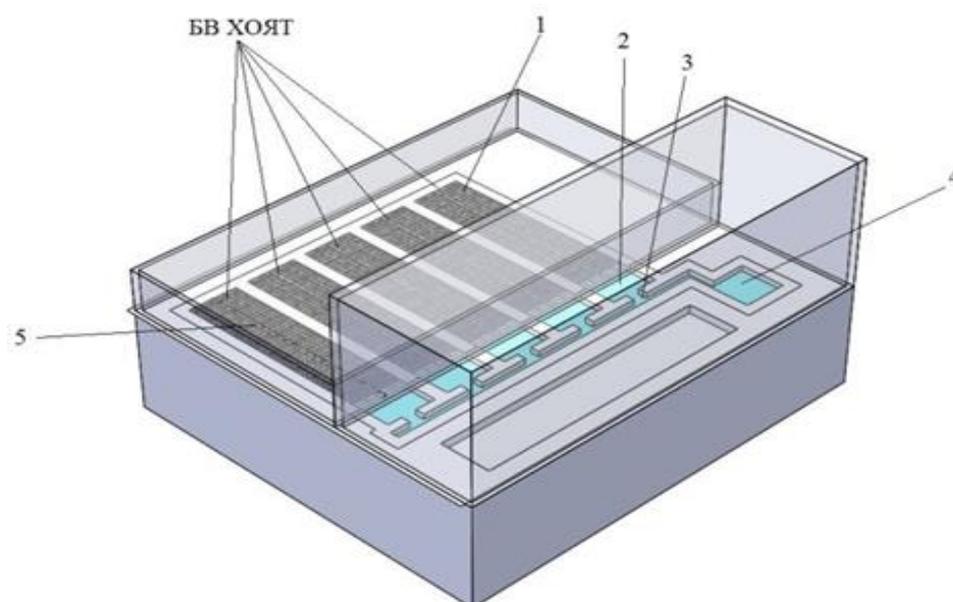
Хранение ОЯТ в приреакторных и общестанционных хранилищах

С целью временной выдержки отработавшего топлива (до его отправки на переработку) его помещают в бассейн выдержки (БВ). Хранение ОЯТ является промежуточной стадией топливного цикла, обеспечивающей снижение уровня активности и тепловыделения ТВЭЛ перед их транспортированием на переработку. Хранение ОЯТ в БВ осуществляется в течение 3-5 лет. В своем составе приреакторные БВ, сооружаемые на каждом блоке АЭС, имеют комплекс технологического и подъемно-транспортного оборудования для проведения операций по приёму, хранению и выдаче ОЯТ. В некоторых случаях сооружаются промежуточные хранилища для накопления и хранения ОЯТ в течение более длительного времени (10 и более лет). Такие промежуточные хранилища (ХОЯТ) размещаются в отдельно стоящем здании.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО



- 1- Щелевое перекрытие;
- 2- Резервная часть бассейнов ХОЯТ;
- 3- Транспортный коридор;
- 4- Отсек хранения транспортных чехлов;
- 5- Центральная щель БВ

Рис. 1 - Схема хранилища отработавшего ядерного топлива РБМК-1000 [2]

Транспортирование ОЯТ

После выдержки в пристанционных хранилищах ОЯТ вывозится для дальнейшего хранения или переработки.

Основным элементом обеспечения безопасности при перевозках ОЯТ является конструкция транспортного упаковочного комплекта (ТУК), который должен обеспечивать безопасность перевозки без принятия дополнительных организационных и технических мер. Ограничение допустимого количества радиоактивных материалов для различных типов упаковок зависит от степени потенциальной опасности материалов, которая, в свою очередь, определяется как активностью материалов, так и другими его физико-химическими свойствами, способствующими или не способствующими выходу этих материалов из упаковок в различных условиях перевозок. Концепция упаковки заключается в том, что она должна быть способна противостоять наиболее серьезным аварийным условиям при перевозке без потери системы герметизации или увеличения уровня внешнего излучения и не вызывать угрозу населению или лицам, привлеченным к спасательным операциям.

Специалистами ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» разработана концепция создания транспортного упаковочного комплекта ТУК-137 [3] для безопасного транспортирования отработавших тепловыделяющих сборок реакторов типа ВВЭР-1000 с увеличенной массой и глубиной выгорания ядерного топлива (рис. 2).

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

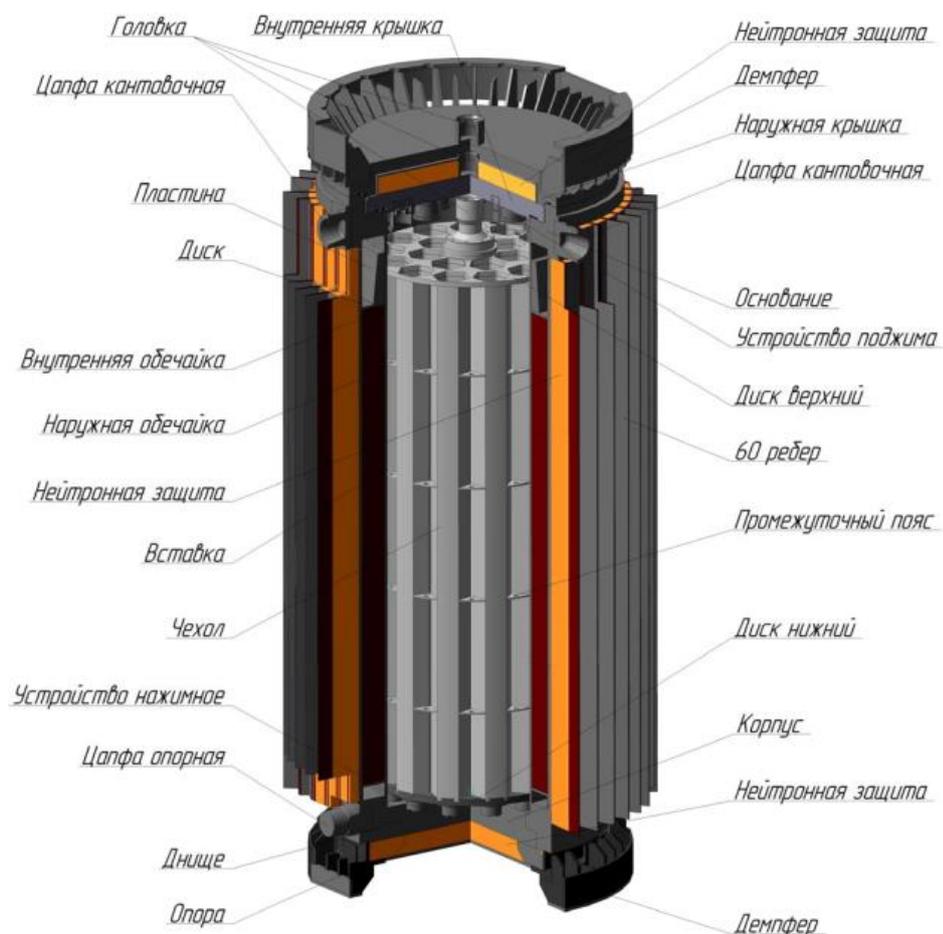


Рис. 2 - Общий вид ТУК-137

Переработка ОЯТ

Радиохимическая переработка ОЯТ осуществляется с целью извлечения плутония, урана и других ценных компонентов и очистки их от продуктов деления. Значительная часть переработанного топлива идет на изготовление нового топлива, включая МОКС, остальная – находится на хранении. Перспективы технологий переработки в будущем связаны с замкнутыми уран-плутониевыми и уран-ториевыми циклами, в которых данный вид производства является необходимым элементом. Кроме того, ставятся задачи разработки технологий переработки облученного топлива, обеспечивающих:

- удаление актинидов из высокоактивных отходов, что позволит уменьшить время, в течение которого отходы остаются опасными;
- уменьшение объема радиоактивных отходов от переработки ОЯТ в десятки раз по сравнению с современной технологией на основе пьюрекс-процесса;
- выделение благородных и ценных металлов, таких как палладий, родий, рутений и др.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО



Рис. 3 - Основные этапы переработки ОЯТ на основе пьюрекс-процесса [4]

В случае с МОКС-топливом подлежащие переработке материалы содержат в разы большее количество плутония. Следствием этого является увеличение содержания в ОЯТ ^{241}Am , ^{242}Cm и других изотопов трансурановых элементов. Состав продуктов деления изотопов плутония также несколько отличен от ^{235}U . При работе образуется несколько большее количество ^{95}Zr , ^{106}Ru и ^{129}I , но меньше ^{90}Sr и ^{85}Kr . Возрастает содержание трития. Более высокая концентрация ^{238}Pu , ^{241}Pu и ^{242}Pu обуславливает и значительно более высокий уровень радиационной опасности.

В процессе переработки ОЯТ радиоактивные вещества находятся в таких состояниях (раствор, порошок, газ), когда они могут быть легко диспергированы. К специфическим факторам, определяющим потенциальную опасность радиохимических предприятий, можно отнести:

- неконтролируемое накопление делящихся веществ в отдельных фазах производства;
- образование в ходе технологических процессов взрывопожароопасных газовых смесей;
- большое количество самовоспламеняющихся и самовозгораемых материалов;
- наличие химических процессов, протекающих с высоким экзотермическим эффектом;
- использование оборудования с опасной геометрией и др.

ЛИТЕРАТУРА

1. Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу. Утверждены Указом Президента РФ от 13.10.2018 N 585

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

2. Осипов А.М. Моделирование аварийных процессов с нарушением теплоотвода в хранилище отработавшего ядерного топлива РБМК. Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. Москва, 2020

3. Транспортный упаковочный комплект ТУК-137 для безопасного транспортирования ОТВС реакторов ВВЭР-1000/1200 с увеличенной массой и глубиной выгорания ядерного топлива. Е.В. Блохина, С.Ф. Долбищев, Л.Н. Кожаев, М.В. Тюрин, Д.А. Лисин, П.В. Кладов. ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»

4. Радиохимическая переработка ядерного топлива АЭС/ В.И. Землянухин, Е.И. Ильенко, А.Н. Кондратьев и др. – 2-е изд. перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 280 с. – ISBN S-283-02981-6

СПОСОБ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ДОЛГОВРЕМЕННОГО СОХРАНЕНИЯ В БАЗАХ ДАННЫХ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ СВЕДЕНИЙ ПО РАЙОНАМ РАЗМЕЩЕНИЯ ОСОБЫХ РАДОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

А. М. Скоробогатов

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: sam@ibrae.ac.ru

Период потенциальной опасности особых радиоактивных отходов и, соответственно, объектов, в/на которых они размещены, может исчисляться десятилетиями и столетиями. Отсюда следует, что сведения, относящиеся к характеристикам объектов с размещёнными особыми радиоактивными отходами (РАО) и районов, на территории которых такие объекты располагаются, необходимо сохранять длительное время – в идеальном случае, на период потенциальной опасности радиоактивных отходов.

Значимость утраты информации о местах размещения РАО (~70 летний период) можно продемонстрировать на ситуации с заболеванием животных Сибирская язва, споры которой могут быть опасны для животных и человека на протяжении примерно 100 лет (потенциальная опасность). С конца 19 века заболевших Сибирской язвой животных захоранивали в специально организованных и огороженных ямах, затем с 50 годов 20 века для трупов животных были созданы специально оборудованные (бетон, ж/б укрытие) скотомогильники. На настоящий момент сведения о многих местах захоронений павших от сибирской язвы животных утеряны (по разным источникам имеется от 8 до 12 тысяч захоронений), обычно такие объекты обнаруживаются в период проведения землеустроительных работ. Например, в 2016 году на территории России было вскрыто 8 очагов Сибирской язвы, последствиями которых стало гибель 2600 животных, 36 человек заболевших с 1 летальным исходом⁷.

Национальный стандарт ГОСТ Р ИСО 24143-2025⁸ определяет, что «Информация – это критически значимый актив, необходимый для поддержки деловых процессов...», обладающая цифровой непрерывностью с соблюдением аутентичности, достоверности, полноты и согласованности данных, надёжности, релевантности, простоты извлечения и использования, точности и доказуемой целостности.

В результате возникает цель работы:

⁷ Рязанова А.Г., Еременко Е.И., Буравцева Н.П., Цыганкова О.И., Цыганкова Е.А., Аксенова Л.Ю., Головинская Т.М., Куличенко А.Н. Эпидемиологическая и эпизоотическая обстановка по сибирской язве в 2017 г., прогноз на 2018 г. // Пробл. особо опасных инф. 2018; 1:63–65. DOI: 10.21055/0370-1069-2018-1-63-65

⁸ ГОСТ Р ИСО 24143-2025 Информация и документация. Стратегическое управление информацией. Концепция и принципы.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Сохранение смыслового содержания данных в рамках информационной поддержки программно-расчётных комплексов по обоснованию долговременной безопасности пунктов размещения, консервации особых радиоактивных отходов (ОРАО) или пункта хранения РАО на различных этапах жизненного цикла (годы, десятилетия, столетия) места размещения ОРАО.

Цифровая непрерывность информации определяется соблюдением в длительной перспективе её смыслового значения (семантики). Семантика данных определяется системой терминов/понятий - метрик (набором метаданных). С течением времени понятийный аппарат описания данных изменяется.

Аргументы об необходимости длительного сохранения сведений, в том числе, по радиоэкологической тематике, следующие: Законодательством и нормативно-правовыми актами сроки эксплуатации пунктов особых РАО на различных стадиях (размещения, консервации, захоронения) не установлены и поэтому время нахождения на каждой из стадий определяется технологическими и экономическими возможностями организаций и государственных органов исполнительной власти. Практика показывает, что время нахождения на стадии пункта размещения особых РАО – это годы и десятилетия. Стадия консервации особых РАО, по всей видимости (сведений о переводе пункта консервации в пункт захоронения РАО недостаточно для анализа), также может существовать в интервале времен годы-десятилетия. Стадия захоронения РАО это интервал времен столетия-тысячелетия в зависимости от изотопного состава РАО.

Вследствие того, что, согласно федеральным нормам и правилам, на каждой стадии отчёт по обоснованию безопасности пункта с особыми РАО должен быть откорректирован на основе реального состояния пункта хранения РАО, то база радиоэкологических данных как один из информационных источников для отчётов по обоснованию безопасности пунктов хранения РАО должна хранить сведения не менее десятков лет, то есть, как минимум, до наступления стадии пункта консервации особых РАО. Для решения проблемы долговременного сохранения радиоэкологических сведений необходимо не только применение специализированного оборудования, но и на уровне структуры базы данных иметь возможность осуществлять учёт изменений состояний терминологических систем (метрик, метаданных).

Поэтому, при анализе данных за продолжительный период, исчисляемый, например, десятилетиями, необходимо учитывать характер изменений понятий-метрик во времени.

Для анализа данных их надо сохранить базе данных. В базе радиоэкологических данных по районам расположения пунктов консервации особых радиоактивных отходов (РАО), захоронения РАО и реабилитации территорий объектов ядерного наследия оценка изменений состояния мест размещения особых РАО в ретроспективном, текущем и будущем (прогноз) времени требует долговременной прослеживаемости данных. Долговременная прослеживаемость радиоэкологических данных и их временное сопоставление обеспечивается хронологическим учётом изменений метаданных.

Имеется, как минимум, следующий перечень проблем, возникающий при создании базы данных по радиоэкологическому направлению:

- Отсутствие чёткого по полноте перечня величин, относимых к классу радиоэкологических сведений;

- Изменчивость во времени и пространстве природных комплексов (ландшафтов), фауны и флоры, находящихся в зоне потенциального влияния пунктов размещения, консервации особых радиоактивных отходов (РАО) или пункта хранения РАО. Отсюда следует, что изучаемый референтный перечень видов флоры и фауны при актуальных оценках долговременной безопасности объектов использования атомной энергии подлежит уточнению и пересмотру;

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

- Процедура обозначения мест измерений (точек) и их назначения не стандартизована и определяется программами радиационного и химического контроля предприятий, службы которых осуществляют отбор и измерение. Отсюда следует, что одно и то же место измерения в различных источниках информации обозначается отличных от других способом. Например, гидроствор №1, г/с 1 или г/с-1.;

- Данные описываются с разной степенью детализации, то есть размерность метрического пространства, характеризующего данные, изменяется динамически в зависимости от набора радиоэкологических данных.

Приведем характерные события, возникающие с течением времени с понятиями-метриками характеризующие данные. Так, метрики данных в процессе жизненного цикла базы данных могут претерпевать следующие изменения:

- Образование новой метрики;
- Упразднение/удаление/отмена;
- Переименование;
- Объединение/слияние/укрупнение/синтез/включение в состав другой метрики;
- Изменение атрибутов метаданных (метрик), в том числе изменение статуса/переподчинение;
- Переопределение/уточнение метрики;
- Ошибка ввода метрики.

В процессе создания базы радиоэкологических данных изучалась предметная область стандартов Информационные технологии. Был учтены требования следующих национальных стандартов:

- ✓ ГОСТ Р ИСО/МЭК 11179-1-2010 Информационная технология. Регистры метаданных (РМД). Часть 1. Основные положения
- ✓ ГОСТ Р ИСО/МЭК 11179-2-2012 Информационная технология. Регистры метаданных (РМД). Часть 2. Классификация
- ✓ ГОСТ Р ИСО/МЭК 11179-3-2012 Информационная технология. Регистры метаданных (РМД). Часть 3. Мета модель регистра и основные атрибуты
- ✓ ГОСТ Р ИСО/МЭК 11179-4-2012 Информационная технология. Регистры метаданных (РМД). Часть 4. Формулировка определений данных
- ✓ ГОСТ Р ИСО/МЭК 11179-5-2012 Информационная технология. Регистры метаданных (РМД). Часть 5. Принципы наименования и идентификация
- ✓ ГОСТ Р ИСО 14033—2021 Экологический менеджмент. Количественные экологические данные. Руководство и примеры
- ✓ ГОСТ Р ИСО 24143-2025 Информация и документация. Стратегическое управление информацией. Концепция и принципы
- ✓ ГОСТ Р 72297—2025 Государственное управление. Качество данных официального статистического учёта
- ✓ ГОСТ Р ИСО 13008-2025 Информация и документация. Процессы конверсии и миграции электронных документов
- ✓ ГОСТ Р 72118-2025 Защита информации. Системы с конструктивной информационной безопасностью. Методология разработки
- ✓ ГОСТ Р 10.00.00.01-2025 Единая система информационного моделирования. Термины и определения
- ✓ ГОСТ Р 57100-2025 Системная и программная инженерия. Описание архитектуры
- ✓ ГОСТ Р 7.0.109-2024 Система стандартов по информации, библиотечному и издательскому делу. Информация и документация. Управление документами. Логическая структура, состав метаданных документов и требования к их содержанию

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

В итоге разработана, с помощью СУБД PostgreSQL версии 16.6, «База радиоэкологических данных по районам расположения пунктов размещения и консервации особых радиоактивных отходов, пунктов захоронения радиоактивных отходов версия 1.2», включающая коллекцию соединительных таблиц «Метаданные-метаданные», которая обеспечивает хронологический учёт изменений метрик (метаданных). Структурная блок-схема приведена на Рисунке 1.

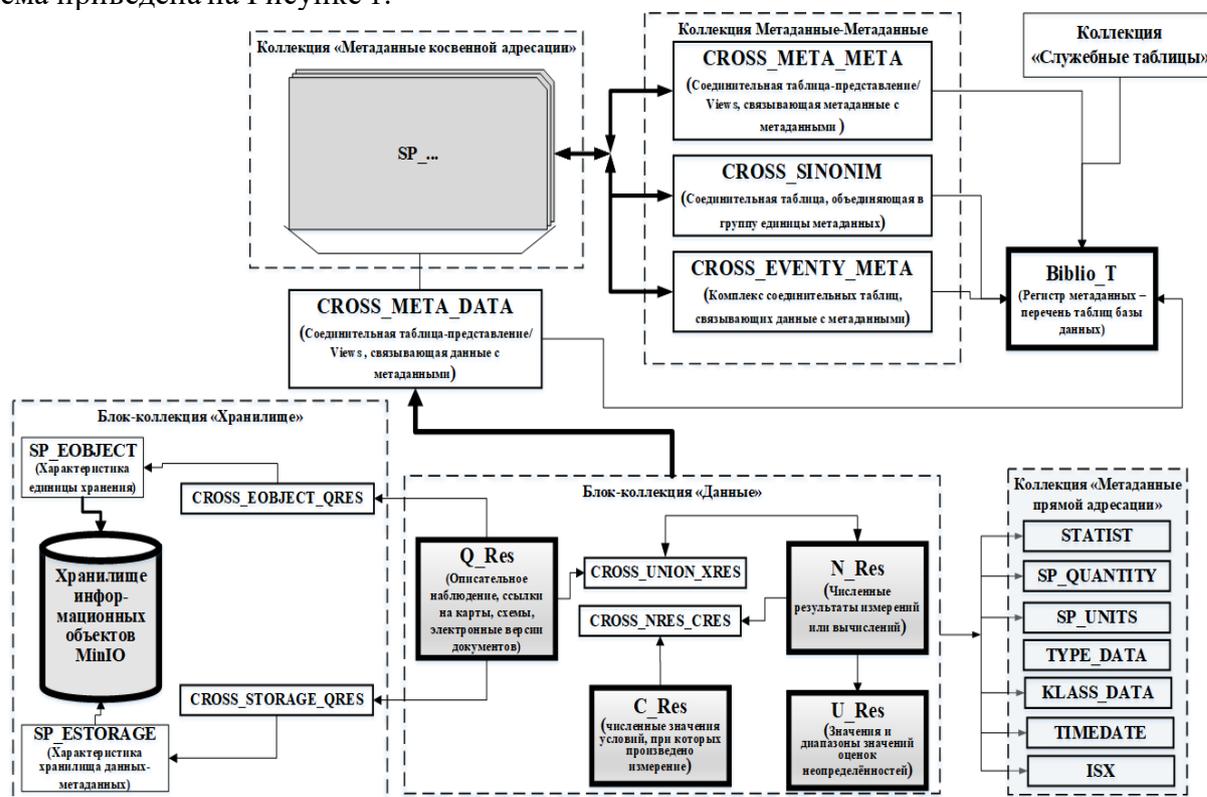


Рис. 1 - Блок-схема структуры База радиоэкологических данных по районам расположения пунктов размещения и консервации особых радиоактивных отходов, пунктов захоронения радиоактивных отходов версия 1.2

В заключение отмечаем, что «База радиоэкологических данных по районам расположения пунктов размещения и консервации особых радиоактивных отходов, пунктов захоронения радиоактивных отходов версия 1.2» позволяет на длительную перспективу сохранять данные без утраты их смыслового значения и имеет следующие свойства:

- Данные, с максимально возможным приближением, аутентичны источнику информации по точности и форме представления (хранение данных одновременно в символьном и численном виде)
- Осуществляется учёт изменений (событий) метаданных во времени, то есть обеспечивается своевременное осмысление (семантическая связь) ретро-данных.
- Метрики данных содержат не только определённые понятия, характеризующие данные, но и синонимы, коллизия между которыми разрешается посредством специализированной соединительной таблицы базы данных.
- База данных состоит из примитивных по структуре таблиц, связи между которыми обеспечиваются посредством набора соединительных таблиц. Это упрощает процедуры миграции и конверсии базы данных.
- В Базе данных допускается дублирование данных посредством хранения электронной версии источника сведений в объектном хранилище данных (S3 MinIO)

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

➤ Недостатком представленной структуры базы данных является сложность ввода данных, обусловленная необходимостью предварительного анализа связей данных с метаданными

РАЗРАБОТКА ЧАТ-БОТА ПО РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКОМУ ОБЕСПЕЧЕНИЮ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ

А. А. Болотов, Е. Н. Жирнов, В. Г. Барчуков, А. С. Галузин, В. П. Крючков,
И. К. Теснов, К. А. Чижов, Д. А. Кудинова

ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия

*эл. почта: abolotov@bk.ru, eugzhirnov@mail.ru, barchval@yandex.ru,
alexserg_n@mail.ru, v_kruchkov@mail.ru, tesnovik@gmail.com, nicemind@ya.r,
dkarzubova@gmail.com*

С каждым годом увеличивается число объектов, подлежащих выводу из эксплуатации вследствие их физического износа и морального устаревания, что повышает риски для окружающей среды и здоровья людей. В этом процессе ключевое значение имеют радиационно-гигиенические аспекты, такие как контроль уровней радиации, оценка дозовых нагрузок на персонал и население, а также управление рисками радиоактивного загрязнения. Эти вопросы регулируются сложной системой нормативных актов, руководящих документов и стандартов, что требует комплексного подхода к обеспечению радиационной безопасности. Эффективная работа с документацией играет важнейшую роль в защите здоровья работников и населения, а также в достижении успешных результатов вывода из эксплуатации, соответствующих установленным стандартам. Использование современных информационных технологий, таких как системы поддержки принятия решений (СППР), основанных на искусственном интеллекте (ИИ) и анализе данных, может значительно повысить эффективность управления безопасностью.

Цель : разработка программного сервиса, построенного на основе методов машинного обучения и нейросетевых технологий, способного поддерживать полноценный и осознанный диалог по вопросам вывода из эксплуатации радиационно опасных объектов

Для решения поставленной цели необходимо было решить следующие задачи:

- выбрать языковую модель (NLP) и алгоритмы машинного обучения,
- собрать и подготовить данные (Dataset) для последующего обучения модели ИИ
- обучить выбранную модель
- оценить ее точность работы,
- создать прототип приложения для ответов на возникающие при ВЭ РОО вопросы.

Основные требования к модели и ее особенности:

- предметная область – ограниченного характера, касающаяся проблем обеспечения радиационной безопасности при ВЭ РОО;
- пользователи системы – специалисты в области радиационной безопасности и вывода из эксплуатации РОО;
- высокая точность и полнота ответов, которые модель может генерировать на основе заданного вопроса;
- обязательная привязка ответа к нормативным документам;

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

- возможность использования текстовой, графической, аудио и видеоинформации в качестве ответа на текстовый запрос пользователя;

- возможность выполнения программного кода по запросу (расчеты, SQL запросы к БД, модули прогноза и т.п.)

- невысокая требуемая вычислительная мощность оборудования для обучения модели небольшое (офисные компьютеры).

Анализ различных вопрос-ответных моделей показал целесообразность использования языковой модели Keras.

Преимущества языковой модели Keras:

- модель простая и гибкая для разработки, позволяет эффективно адаптировать под наши специфические данные и требования;

- возможность создать языковую модель с «нуля» со своим словарем, классами решений, структурой и параметрами нейросети (число слоев, количество входов-выходов слоев, критерии точности, потеря и др.);

- обучение и ответ модели осуществляется быстро даже на бюджетных «офисных» компьютерах;

- позволяет учесть все требования к модели за счет добавления информационной части в структуре DATASET.

Файловая структура модели Keras состоит из 4 файлов:

- model.h5 – обученная языковая Модель

- classes.pkl – классы(группы ответов) Модели

- dataset.json – DATASET Модели

- words.pkl – словарь Модели.

Для формирования Датасет было разработано веб приложение для формирования вопросов-ответов на выделенные фрагменты текста из нормативных и регулирующих документов с использованием СУБД PostgreSQL. Это позволило использовать множество экспертов для формирования Датасет.

Пример ввода информации в Базу Данных модели показан на рис.1

1. Каждый документ с помощью эксперта в области радиационной безопасности был разбит на отдельные смысловые контексты, которые были сохранены в базе данных с помощью этого приложения

2. Затем группа экспертов в области радиационной безопасности (более 10 человек) задавала один или несколько вопросов по каждому контексту документа и возможные ответы на эти вопросы.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Портал "Заря" Ivan Dminov Выход

Доступные сервисы

Личный кабинет
Пользователи
Тэг
Контекст
Вопрос-Ответ
Json
Статистика

Ввод контекста для Модели Машинного Обучения

Тэг: НРБ

Контекст (10/111):

Для категорий обучаемых лиц устанавливаются два класса нормативов: - основные пределы доз (ПД), - допустимые уровни монофакторного воздействия (для одного радионуклида, пути поступления или одного вида внешнего облучения), являющиеся производными от основных пределов доз: пределы годового поступления (ПГП), допустимые среднегодовые объемные активности (ДОВА), среднегодовые удельные активности (ДУА) и другие. Для обеспечения условий, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого, с учетом достигнутого в организации уровня радиационной безопасности, администрацией организации дополнительно устанавливаются контрольные уровни (дозы, уровни активности, плотности потоков и др.).

Сохранить Вставить Назад Вперед Первый Последний

0 Изменить Индекс

#	Контекст	Действие
1	Нормы распространяются на следующие источники ионизирующего излучения: - техногенные источники за счет нормальной эксплуатации техногенных источников излучения; - техногенные источники в результате радиационной аварии; - природные источники; - медицинские источники.	Изменить Удалить
2	Требования Норм не распространяются на источники излучения, создающие при любых условиях обращения с ними: - индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мкЗв; и - коллективную эффективную годовую дозу не более 1 чел.-Зв, либо когда при коллективной дозе более 1 чел.-Зв оценка по принципу оптимизации показывает	Изменить Удалить

Рис. 1 - Веб приложение для формирования вопросов-ответов

Из базы данных автоматически формируется файл Датасет в формате json для обучения системы, фрагмент которого представлен на рис.2. Он имеет языковую и информационную части. Информационная часть служит для обеспечения вывода дополнительной информации по запросу, языковая часть – для поиска с помощью нейросети.

```

"intents": [
  {
    "tag": "НРБ.1",
    "name_tag": [
      "НРБ -99/2009"
    ],
    "patterns": [
      "На какие источники распространяются нормы радиационной безопасности?",
      "На какие источники ионизирующего излучения распространяются Нормы?",
      "Распространяются ли требования Норм на природные источники?",
      "На какие источники ионизирующего излучения распространяются Нормы НРБ-99/2009?",
      "Что является источниками ионизирующего излучения?",
      "Какие виды ионизирующего излучения регламентируют НРБ?",
      "На какие техногенные источники излучения распространяются Нормы?",
      "На какие не техногенные источники излучения распространяются Нормы?"
    ],
    "responses": [
      "Техногенные источники",
      "На техногенные источники за счет нормальной эксплуатации техногенных источников излучения; - техногенные источники в результате радиационной аварии",
      "Да",
      "Нормы НРБ-99/2009 распространяются на следующие источники ионизирующего излучения: - техногенные источники за счет нормальной эксплуатации техногенного происхождения любого вида, природные источники, медицинские источники",
      "НРБ распространяются на следующие источники ионизирующего излучения: - техногенные источники за счет нормальной эксплуатации техногенных источников распространяются на техногенные источники за счет их нормальной эксплуатации и в результате радиационной аварии",
      "Нормы распространяются на природные и медицинские источники"
    ],
    "doc_id": [],
    "image_id": [],
    "context": [
      "Нормы распространяются на следующие источники ионизирующего излучения:\r\n- техногенные источники за счет нормальной эксплуатации техногенных источников за счет нормальной эксплуатации техногенных источников в результате радиационной аварии"
    ]
  }
]

```

Языковая часть

Информационная часть

Рис. 2 - Датасет в формате json

Датасет подается в режиме обучения на разработанную нами нейросеть, структура которой представлена на рис.3.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

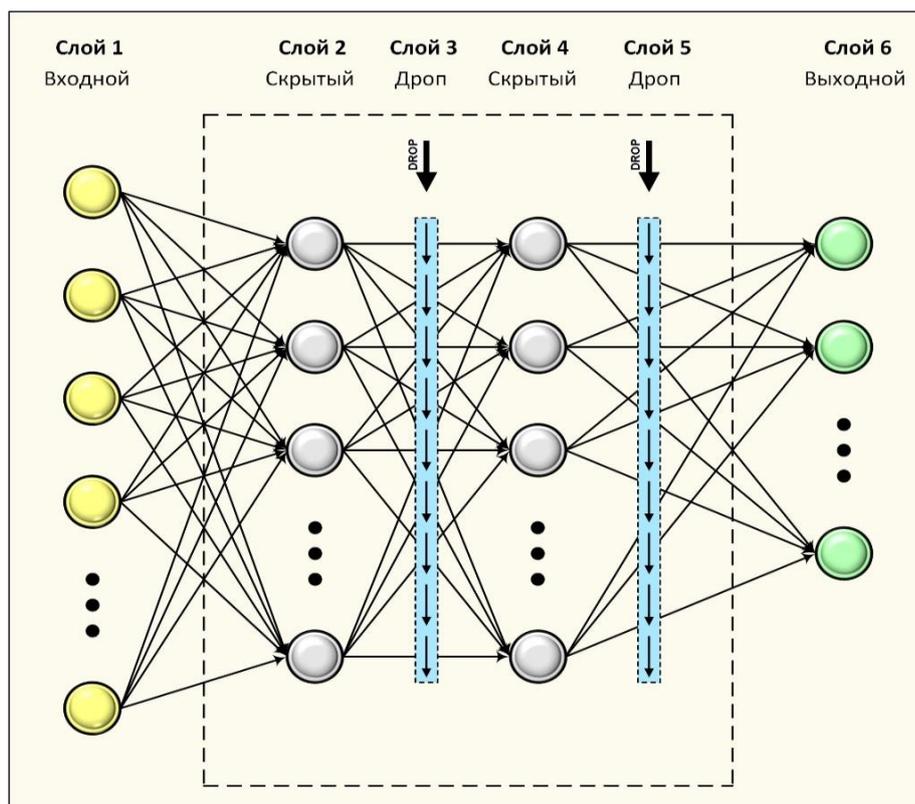


Рис. 3 - Структура нейросети

Она состоит из 6 слоев, 2 из которых скрытые, для обеспечения «глубокого обучения» и 2 дроп слоя для фильтрации и ускорения обучения.

Обучение обеспечивается подачей Датасет на вход нейронной сети несколько раз (задается количество эпох). Графики оценки потерь и точности при обучении системы показаны на рис.4. При этом Датасет делится случайным образом на 2 части (80% - обучаемая, 20% - тестовая).



Рис. 4 - Графики оценки потерь и точности при обучении системы

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Параметры обучения:**Потери:** категориальная кросс-энтропия

$$H(y, Y) = - \sum_i y_i \log(Y_i)$$

где y - истинное, Y - предсказанное распределение вероятностей

Точность:

как часто прогнозы совпадают с обучающими данными

Функция активации:

ReLU- как нейрон реагирует на сумму входных сигналов.

Оптимизатор:

реализует стохастическую процедуру обучения с ускоренным градиентом Нестерова.

На основе обученной языковой модели была разработана система, способная поддерживать полноценный и осознанный диалог по вопросам ВЭ РОО.

Пользовательский интерфейс представляет собой обычное окно, состоящее из 5 панелей (рис.5).

1 панель предназначена для ввода запроса пользователя к системе в виде набора слов на естественном языке. При старте программы заносится слово «Справка», и при нажатии кнопки «Ответ» система выдает расширенную справку по системе и принципам ее работы.

2 панель содержит запросы и ответы системы. Это динамическая область текста включает в себя все запросы и ответы системы с возможностью выделения и выбора набора слов для создания нового запроса.

3 панель содержит информацию о Контексте модели и служит для получения более полного ответа на запрос.

4 панель предназначена для дополнительного выбора информации. Содержит динамически отображаемый словарь (при вводе запроса в панели 1) и обеспечивает доступ к документам, графическим материалам, аудио и видео информации для конкретного запроса.

5 панель служебного характера и обеспечивает технической информацией по системе и запросу пользователя в виде наиболее подходящих классов ответа системы и их вероятностей. Может отключаться с помощью отмены флажка «Отладка» на 4 панели.



Рис. 5 - Пользовательский интерфейс системы

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

Пример получения «Справки» о системе по запросу пользователя показан на рис.5, при этом дополнительно предоставляются различные виды информации указанные в панели 4.,

Другой пример работы системы диалога с пользователем по запросу по учету и контролю РАО на рис.6

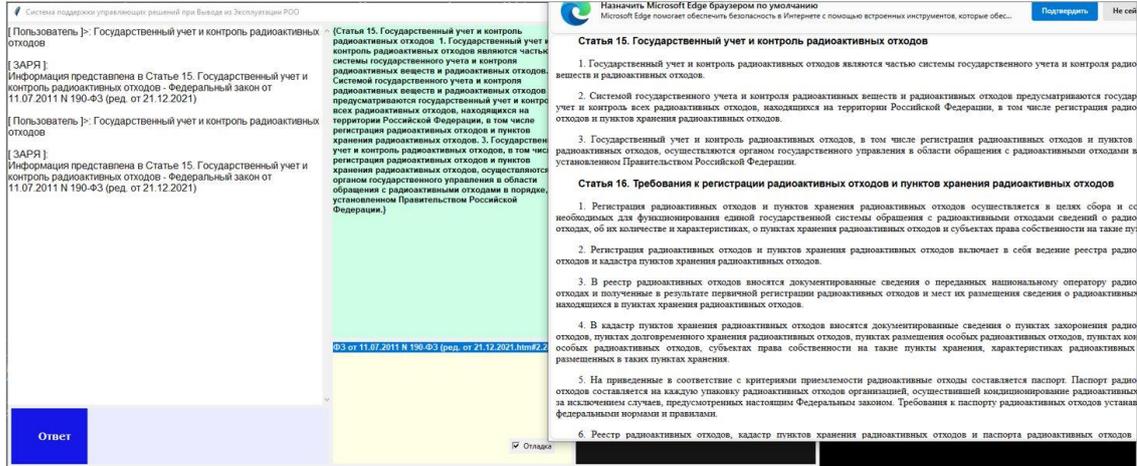


Рис. 6 - Запрос по учету и контролю РАО с позиционированием в нормативном документе

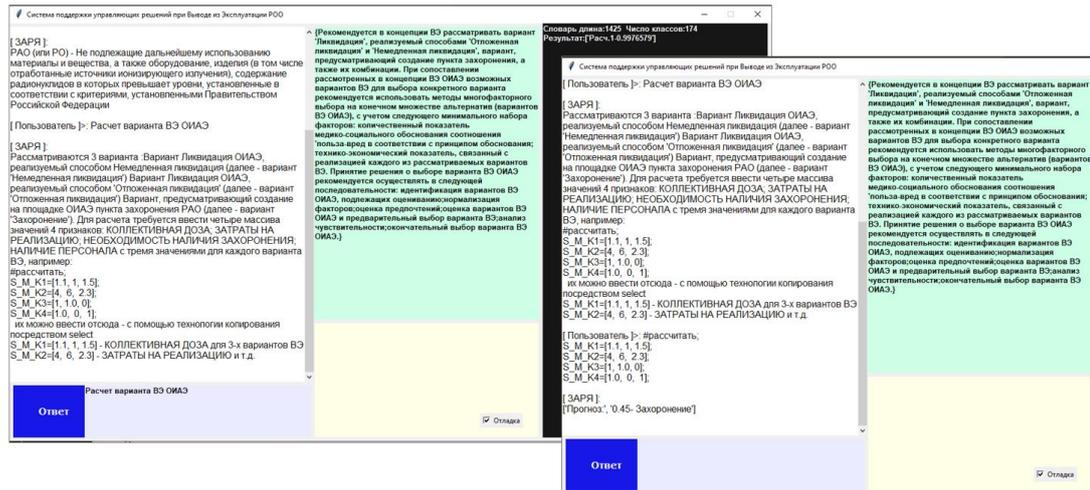


Рис. 7 - Пример запроса по расчету варианта вывода из эксплуатации ОИАЭ

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»
Обоснование безопасности захоронения РАО

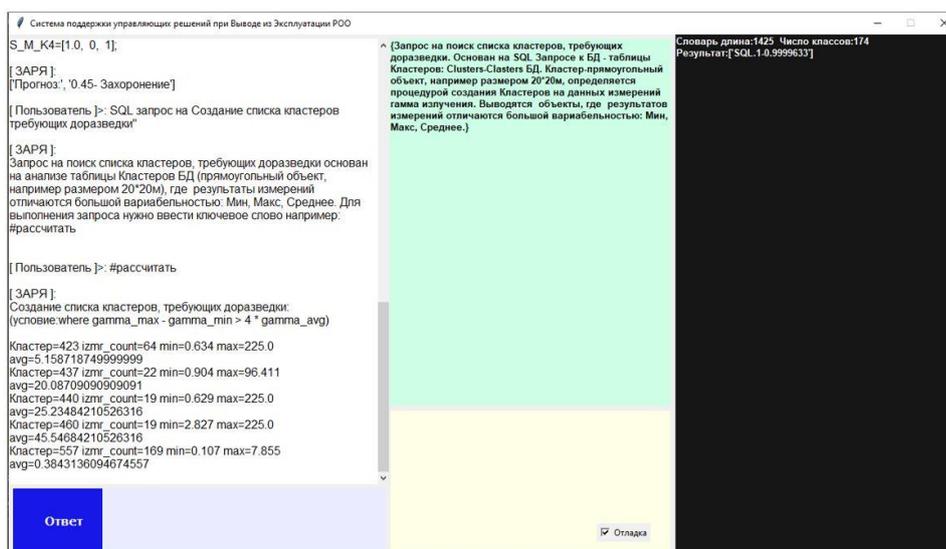


Рис. 8 - Пример выполнения SQL запроса к базе данных

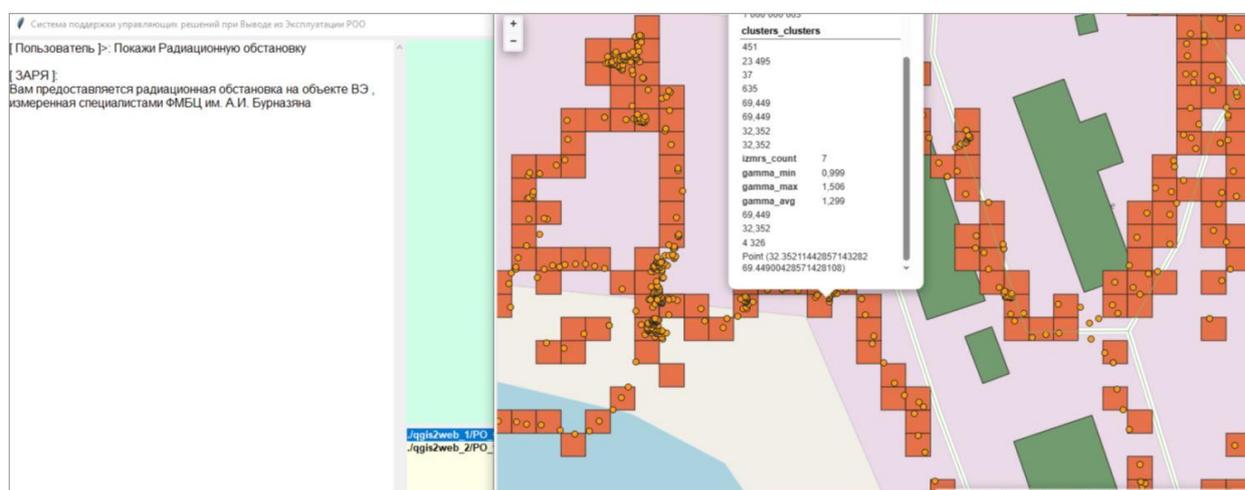


Рис. 9 - Пример выполнения запроса на представление РО на объекте с использованием геоинформационных технологий

Заключение

Разработанная модель на основе языковой и информационной части, предназначенной для поддержки процессов ВЭ РОО обеспечила возможность создания эффективного инструмента, способного реализовать все ранее перечисленные требования к системе.

Система продемонстрировала высокую точность в ответах на вопросы, связанные с регуляторными аспектами вывода из эксплуатации, основанных на документах, входящих в набор данных для машинного обучения.

Дополнительные алгоритмы модели в виде интерпретации свободного текстового диалога показали высокую эффективность в распознавании и выполнении функциональных запросов, позволили сократить время на поиск и получение необходимой информации.

Система способствует снижению неточностей и вероятности ошибок, которые возникают при интерпретации сложных регуляторных документов.

30.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Обоснование безопасности захоронения РАО

ПОДХОДЫ К ФОРМИРОВАНИЮ ДОЛГОСРОЧНЫХ ПРОГРАММ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ

А. Ю. Иванов¹, Д. В. Соловьев², Е. Г. Мамчиц¹

¹ *Институт проблем безопасного развития атомной энергетики*

Российской академии наук, Москва

² *Госкорпорация «Росатом», Москва, Россия*

эл. почта: aivanov@ibrae.ac.ru

В конце 1990-х - начале 2000-х годов в России начались процессы, направленные на формирование программ и реализацию проектов по решению наиболее острых и очевидных экологических проблем ядерного наследия, требующих безотлагательных действий, связанных, прежде всего, с выведенными из эксплуатации атомными подводными лодками и береговыми техническими базами Военно-морского флота России, объектами ФГУП «ПО «Маяк» и РНЦ «Курчатовский институт» [1]. Принятая в 2007 году федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (ФЦП ЯРБ-1) включала мероприятия по наиболее знаковым объектам ядерного наследия – промышленным уран-графитовым реакторам (ПУГР), водоему В-9 (озеро Карачай) и Теченскому каскаду водоемов ФГУП «ПО «Маяк», бассейну Б-2 АО «СХК» и ряду других. Планирование и реализация данных мероприятий осуществлялась в условиях существенной неопределенности данных по состоянию и характеристикам объектов и отсутствия релевантного опыта. Это привело к необходимости регулярных изменений финансовых параметров и сроков реализации мероприятий по приведению объектов в безопасное состояние. Так, например, при выводе из эксплуатации (ВЭ) корпуса «Б» АО «ВНИИНМ» изначально предполагалась его консервация за 130 млн руб., однако после проведения комплексного инженерно-радиационного обследования (КИРО) было принято решение о сносе здания, стоимость которого сначала оценена в 2,5 млрд руб., а после оптимизации схемы обращения с радиоактивными отходами (РАО) – в 1,5 млрд руб. Окончательная стоимость проекта вывода из эксплуатации корпуса «Б» составила 1,3 млрд руб. Аналогичная ситуация была с проектами ВЭ ПУГР: первоначально (в 2008 году) планировалось законсервировать 2 объекта за 500 млн руб., однако к окончанию ФЦП ЯРБ (2015 год) был завершен только проект консервации ПУГР ЭИ-2 на площадке АО «ОДЦ УГР» за 2,3 млрд руб.

Осознание этой проблематики инициировало работы по уточнению и классификации объектов и первичной регистрации пунктов хранения накопленных радиоактивных отходов, по итогам которых было выявлено более 2000 ЯРОО, более 500 ПХ и 700 тыс. куб. м. удаляемых РАО [2], ожидающих своей очереди для извлечения либо консервации.

На основе полученных данных инвентаризации была сформирована реализуемая в настоящее время федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2035 года», которая охватывает работы примерно по 100 объектам. При формировании перечня приоритетных объектов для включения в ФЦП ЯРБ-2 оценивался комплексный показатель опасности объектов [3], учитывающий:

- активность радиоактивных материалов и веществ, размещенных на объекте;
- способности материалов, содержащих радионуклиды, к распространению в окружающей среде;
- периодичность необходимого контроля состояния материалов или объекта;

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

- уровень неопределенности свойств радиоактивных и иных материалов и веществ;
- состояние барьеров безопасности.

При сохранении текущих темпов ВЭ ЯРОО и финансирования в рамках ФЦП ЯРБ-2 к 2035 году 76 ЯРОО будут полностью выведены из эксплуатации. Еще 53 ЯРОО было ликвидировано в период ФЦП ЯРБ-1. При этом за период действия ФЦП ЯРБ-2 к 2035 году в России в 2,5 раза увеличится количество остановленных (не используемых по проектному назначению) объектов (рисунок 1). Эти объекты, не только потребуют своевременных мероприятий по ВЭ, но и постоянно нуждаются в обслуживании за весь период останова.

Динамика ликвидации объектов ядерного наследия

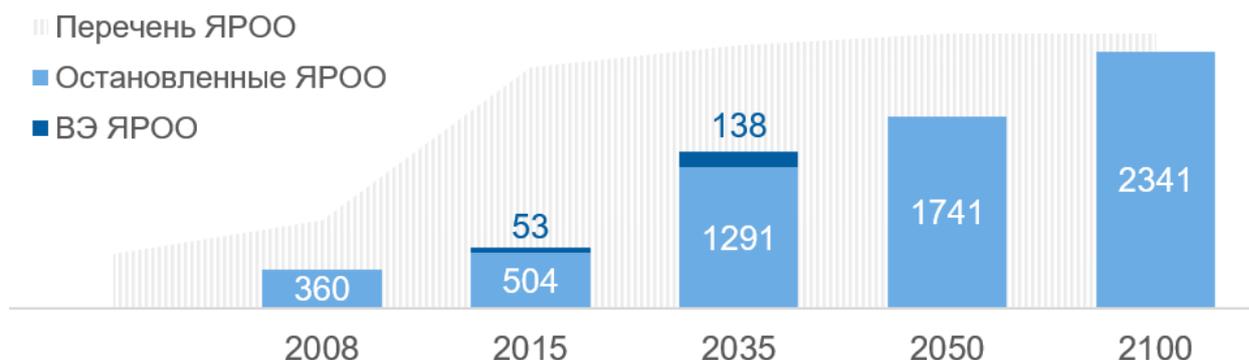


Рис.1 - Динамика останова и вывода из эксплуатации ЯРОО в России

В условиях дефицита финансирования необходимо комплексно смотреть на ситуацию и осуществлять долгосрочное планирование ВЭ объектов с минимальными издержками. Готовиться к этому нужно уже сейчас – формировать информационную и методическую базу. В обеспечение этого направления уже есть практика успешного применения цифровых технологий, связанных с обследованиями, расчетным обоснованием и многовариантными прогнозами, для снижения неопределенностей и устранения консерватизма [4].

Для разработки и обоснования ранжированного перечня объектов для вывода из эксплуатации после 2035 года представляется целесообразным учитывать, помимо показателей опасности и радиационных рисков, экономические параметры этой деятельности [5], включая:

- стоимость годового содержания остановленного объекта;
- изменение стоимости вывода из эксплуатации после выдержки;
- социально-экономический потенциал площадки для дальнейшего использования площадки [6];
- наличие финансового обеспечения.

Если обратиться релевантному мировому опыту, в частности США и Великобритании, то можно заключить, что в этих странах сформирована целостная нормативная база в сфере планирования и реализации программ ликвидации ядерного наследия: в рамках специального экологического законодательства определены границы и масштабы наследия и обязательства по его ликвидации. Деятельностью по ВЭ объектов занимаются централизованные структуры – операторы; проведены финансовые оценки, разработаны и реализуются за счет бюджета долгосрочные программы по всем объектам. В России подобная нормативная база создана частично (прежде всего, только в отношении радиоактивных отходов), работы выполняются в рамках федеральных целевых программ, однако действующая программа только до 2035 года и покрывает менее 10% всех объектов,

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

деятельность носит скорее децентрализованный характер, условную роль оператора исполняет профильная дирекция Госкорпорации «Росатом».

Финансовых оценки ВЭ уточняются странами по мере понимания реального объема работ. В США за 30 лет они выросли в более чем 3 раза и составляют более 645 млрд долларов. В Великобритании ситуация сложилась более драматичная: оценки выросли сначала на порядок, а потом еще в 3 раза. Из-за того, что эти обязательства не были обеспечены, компания-оператор была на грани банкротства, что потребовало вмешательства правительства, создания государственного оператора и принятия им обязательств по выводу из эксплуатации всех объектов гражданского сектора [7].

	США 	Великобритания 	Российская Федерация 
Наличие нормативной базы	Сформировано 	Сформировано 	Сформировано частично (только в отношении РАО) 
Границы ядерного наследия	Определены 	Определены 	Только в отношении накопленных РАО 
Оператор по ядерному наследию	Есть (DOE-EM) 	Есть (NDA) 	Отраслевой оператор для пилотных площадок - ФГУП «РАДОН» 
Передача объектов оператору наследия	Большей частью одновременно и целиком 	Единовременно и целиком 	Поэтапно - только для пилотных площадок 
Разграничение ответственности государства и бизнеса	Проведено 	Проведено 	На уровне закона – только в отношении РАО 
Финансовые обязательства по наследию	Определены и формализованы (рост в 3+ раз), 645 млрд \$ 	Определены и формализованы (рост в ~30 раз), 160 млрд £ 	Определены до 2035 года, не формализованы по всем объектам 484 млрд руб. (5.96 млрд \$) 
Наличие долгосрочных программ, охват объектов	До 2070 – все объекты 	До 2120 – все объекты 	До 2035 года – ограниченный перечень объектов 
Приоритизация объектов	Гибкая комплексная система ранжирования и приоритизации 	Гибкая комплексная система ранжирования и приоритизации 	По показателю потенциальной опасности (до 2035 года) 
Источники финансирования вывода из эксплуатации	Бюджет 	Бюджет + доходы от коммерческой деятельности 	Бюджет + средства организаций 

Рис. 2 - Параметры систем вывода из эксплуатации ЯРОО в России, США, Великобритании

Оценки финансовых обязательств по выводу из эксплуатации объектов наследия в России выполняются с 2014 года. Они, как и годовые объемы их обеспечения, в десятки раз меньше аналогичных показателей США при сопоставимых масштабах оборонных программ. Рост этих оценок крайне вероятен в будущем. Для сохранения текущих темпов ВЭ и недопущения ситуации, сложившейся в конце 1990-х – начале 2000-х годов необходимо предпринять дополнительные меры нормативного и организационного характера.

При разработке долгосрочных и всеобъемлющих программ вывода из эксплуатации во всех странах первоочередной задачей было определение и фиксация границ ядерного наследия, а далее определение параметров – обоснованного конечного состояния, сроков его достижения, необходимых финансов, связанных с объектами ограничений на использование территории. В России, несмотря на проведенные работы по инвентаризации, нет нормативно утвержденного единого реестра объектов ядерного наследия, хотя по большинству объектов разработаны концепции или программы ВЭ, по некоторым объектам зафиксировано финансирование на ВЭ в рамках ФЦП ЯРБ-2. Также важно при долгосрочном комплексном планировании учитывать целевое использование территории размещения объекта и возможность их возвращения в хозяйственный оборот.

Имеющиеся финансовые и инфраструктурные ограничения не позволяют вести работы одновременно на всех объектах. Обосновав оптимальное конечное состояние, необходимо определить и оптимальный диапазон времени для его достижения. Как отмечалось выше, в России есть практика ранжирования объектов для этих целей исходя из показателя потенциальной опасности объекта - при формировании ФЦП ЯРБ-2. При этом не рассматривались экономические параметры заключительных стадий жизненного цикла - размер годовой стоимости содержания остановленных объектов, показатели социально-экономической эффективности проектов и потенциал площадки для будущего

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

использования, что не является оптимальным с точки зрения долгосрочного планирования и использования ресурсов.

Для устранения этого недостатка рассмотрим совокупные издержки этой деятельности, которые в своем составе содержат:

- затраты на содержание объекта в безопасном остановленном состоянии;
- затраты на его приведение в конечное состояние;
- риски, соответствующие этим деятельности,
- потери от неиспользования территорий до снятия с нее ограничений.

Для определения оптимальной очередности объектов для их приведения в конечное состояние базовым критерием оптимизации может являться минимум совокупных издержек этого процесса (1).

$$\min_{T_{\text{КС}}} \left\{ \sum_{t=t_*}^{T_{\text{КС}}} I_{\text{ПБС}}^t + \sum_{t=T_{\text{КС}}}^{T_*} I_{\text{КС}}^t + \sum_{t=t_*}^{T_*} p^t \right\} \Rightarrow T_{\text{КС}} = T_{\text{ОПТ}} \quad (1)$$

где $I_{\text{ПБС}}(t_*, T_{\text{КС}})$ – значение совокупных издержек, связанных с поддержанием объектов в безопасном состоянии, за период $[t_*; T_{\text{КС}}]$ ($T_{\text{КС}}$ – год начала работ по приведению объекта в конечное состояние), руб.;

$I_{\text{КС}}(T_{\text{КС}}, T_*)$ – значение совокупных издержек, связанных с приведением объекта в конечное состояние, за период $[T_{\text{КС}}; T_*]$, (T_* – год окончания работ по приведению объекта в конечное состояние, $T_* = T_{\text{КС}} + T$, T – продолжительность в годах приведения объекта в конечное состояние), руб.;

$P(t_*, T_*)$ – совокупные потери от неиспользования территории размещения объектов за период $[t_*; T_*]$, руб.

При переносе срока начала ВЭ ($T_{\text{КС}}$) накапливаются издержки, связанные с поддержанием в безопасном состоянии и потерями от неиспользования территорий, при этом стоимость вывода из эксплуатации может снизиться за счет радиоактивного распада. Качественно решение задачи определения оптимального времени начала ВЭ, исходя из минимума совокупных издержек, приведено на рисунке 3. С помощью этого комплексного подхода все объекты могут быть проранжированы.

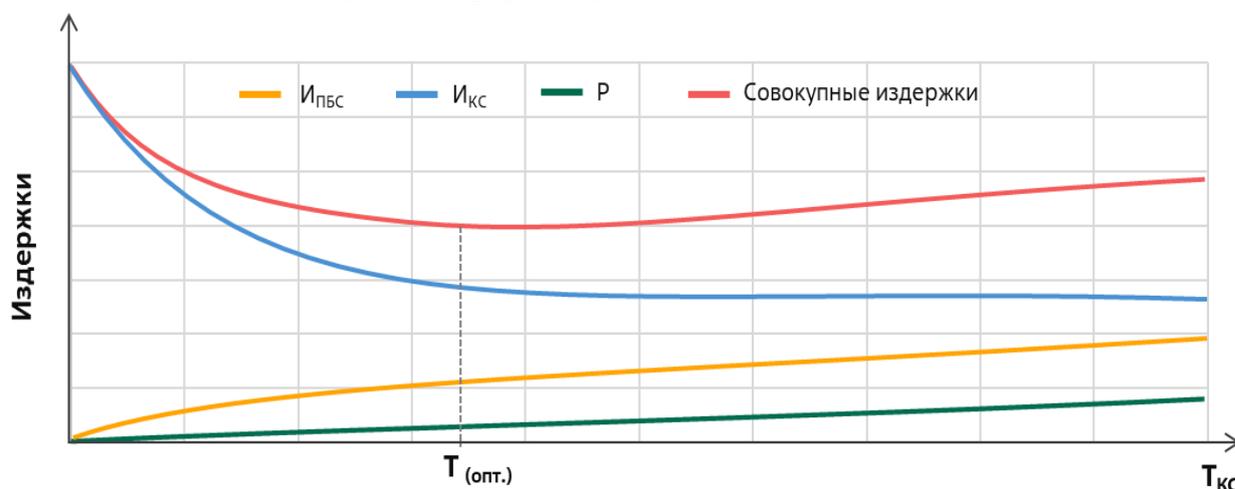


Рис. 3 - Определение оптимального периода начала работ по ВЭ исходя из минимума совокупных издержек

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Для оценки долгосрочных финансовых потребностей ВЭ всех объектов рассмотрим 3 долгосрочных сценария с различными подходами к определению сроков начала ВЭ и ресурсными ограничениями (рисунок 4):

1) базовый: очередность объектов для ВЭ установлена исходя из текущих планов реализации ФЦП ЯРБ-2 и планов организаций без ограничения доступного годового финансирования;

2) консервативный: введено ограничение по размеру финансирования работ ВЭ со стороны государства в размере 5 млрд руб. в год (сопоставимо с текущим уровнем финансирования в рамках ФЦП ЯРБ-2), объекты ранжируются по размеру совокупных издержек (чем выше размер издержек, тем выше приоритет срока начала приведения объекта в конечное состояние);

3) сбалансированный: введено ограничение по размеру финансирования работ по ВЭ со стороны государства в размере 20 млрд руб. в год, объекты по срокам приведения в конечное состояние ранжируются аналогично консервативному сценарию, исходя из минимума издержек.

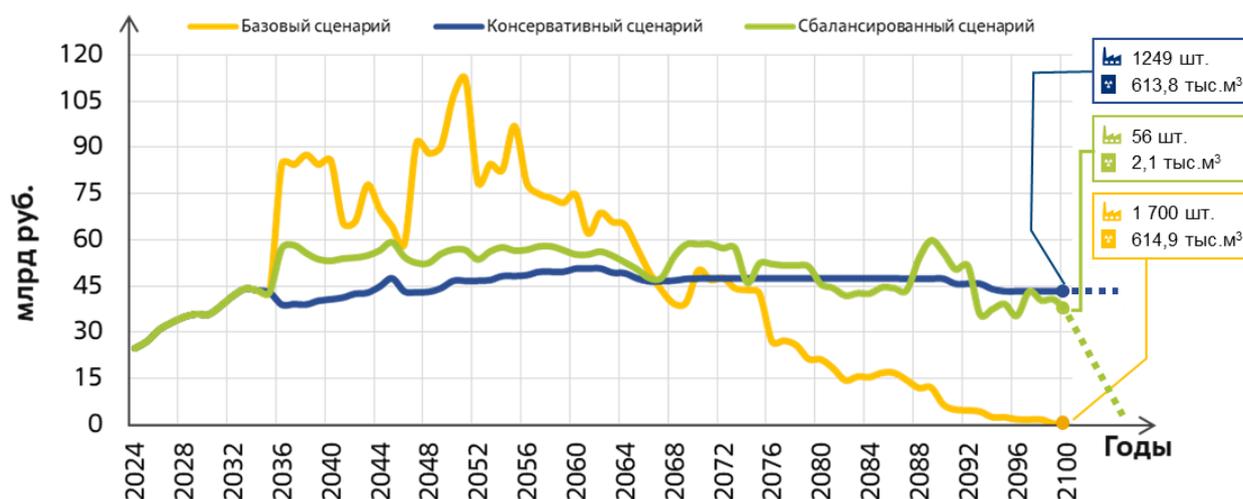


Рис. 4- Затраты на ВЭ всех объектов для рассмотренных сценариев

Базовых сценарий в таком виде нереализуем на практике, поскольку есть пики кратного увеличения финансирования, а технические возможности отрасли не смогут обеспечить необходимые инфраструктурные и трудовые ресурсы. Это еще раз говорит о несбалансированности текущей системы и потребности ее оптимизации.

В консервативном и сбалансированном сценарии за счет перераспределения очередности объектов для ВЭ из принципа минимизации издержек происходит «сглаживание» графика затрат, однако введенные лимитом финансирования – 5 млрд в год, как сейчас, и 20 млрд в год существенно влияют на результативность сценариев. Совокупные издержки у всех сценариев на горизонте до 2100 года сопоставимы, однако распределение внутри и собственно результат (количество ликвидированных объектов) существенно отличается. Сбалансированный сценарий является оптимальным, с точки зрения размера годового финансирования, достигаемых результатов и значений рисков.

Рассмотрим вопрос финансового обеспечения ВЭ. В нормальной ситуации долгосрочного планирования при производстве продукции с использованием атомной энергии должен начисляться резерв, направленный на будущий вывод из эксплуатации – аналог пенсионного фонда. Механизм для этого создан в России только конце 90-х годов и реализуется эксплуатирующими организациями. Однако для большинства объектов ядерного

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

наследия, уже не эксплуатирующихся по проектному назначению или на находящихся на исходе этой стадии жизненного цикла, этот механизм неработоспособный.

Оценки показывают, что ни в одном из рассматриваемых сценариев накопленных средств резервных фондов эксплуатирующих организаций при сохранении тенденции их накопления, не хватит. Чтобы покрыть этот дефицит, нужно либо разделить обязательства по ВЭ существующих объектов между государством и текущими собственниками, как это было сделано с радиоактивными отходами, либо существенно повысить отчисления в резерв на ВЭ. При отсутствии разделения обязательств отчисления в резерв на ВЭ необходимо увеличить в 8 раз, это превышает установленный сегодня нормативный предел и негативно скажется на себестоимости, в частности на тарифе на электроэнергию. При разделении обязательств в сбалансированном сценарии отчисления нужно увеличить только в 3 раза. Это укладывается в действующий норматив и гарантированно обеспечивает безопасную ликвидацию объектов на горизонте 100 лет.

Еще одним внебюджетным источником финансовых ресурсов для ВЭ может быть реализация совместных проектов редевелопмента, т.е. привлечения инвестора к работам по ВЭ для скорейшего освобождения площадки, обладающей высоким социально-экономическим потенциалом, и реализации на ней иного инвестиционного проекта. Все площадки могут быть категорированы для оценки их привлекательности для возврата в хозяйственный оборот по показателям опасности и социально-экономического потенциала:

- расположение (близость к крупным населенным пунктам, в черте города);
- транспортная доступность;
- близлежащие объекты (промышленность);
- существующая инфраструктура площадки (проведенные коммуникации);
- площадь территории;
- нормативно-правовые ограничения).

В качестве приоритетных вариантов для последующего использования площадки стоит выделить жилую недвижимость, торгово-коммерческую недвижимость, производственно-логистическую недвижимость, объекты социально-культурного назначения.

Также залогом практического успеха проектов ВЭ является использование эффективных технологий, опробованных решений и учет извлеченных уроков. Для консолидации множества разрозненных данных, связанных с тематикой ВЭ, создан специализированный раздел на сайте фцп-яrb.рф – «закрытая википедия» для специалистов, где собраны знания о выполненных проектах, технологиях, оборудовании, размещаются релевантные новости и публикации, презентации, с глубокой проработанной системой взаимосвязи данных существует формы для коммуникации участников. Участие в его работе, хотя бы в формате вопрос-ответ, либо в формате холодного поиска может помочь или не приводить к определенным проблемам и остановкам проектов, либо к экономии средств.

Таким образом можно заключить, то развитие направления ВЭ поступательно развивается: последовательно уточняются характеристики объектов, снижается уровень неопределенности, применяются современные цифровые методы. Ведутся практические работы по поиску и применению наиболее эффективных технологий, включая робототехнику. Учет как комплексного показателя опасности, так и социально-экономических параметров при долгосрочном планировании ВЭ позволит не только минимизировать экологические риски, но и оптимизировать ресурсное планирование, обеспечить устойчивое развитие освобождаемых площадок. Реализация предложенного подхода станет основой для создания прозрачной, научно обоснованной системы управления ядерным наследием, способствующей достижению стратегических целей. При этом

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

необходимо совершенствовать законодательство и устранять пробелы, связанные с финансовым обеспечением.

ЛИТЕРАТУРА

1. Проблемы ядерного наследия и пути их решения : монография / под общей редакцией Е. В. Евстратова, А. М. Агапова, Н. П. Лаверова, Л. А. Большова, И. И. Линге. Т1. – Москва : Энергопроманалитика, 2012. – 356 с.
2. Абалкина И. Л., Бирюков Д. В., Ведерникова М. В., и др. Инвентаризация ядерно и радиационно опасных объектов: ожидаемые результаты и перспективы их использования. Препринт ИБРАЭ № ИВРАЕ-2014-05. Москва: ИБРАЭ РАН, 2014. — 39 с. — Библиогр.: 25 назв. — 100 экз.
3. К вопросу оценки объема ядерного наследия в атомной промышленности и на иных объектах мирного использования атомной энергии в России/ А. А. Абрамов, А. Н. Дорофеев, Е. А. Комаров [и др.] // Ядерная и радиационная безопасность, №3 (73), 2014. с. 1-11.
4. Иванов А. Ю., Линге Ин. И. К вопросам цифровизации при обращении с радиоактивными отходами // Радиоактивные отходы. 2022. № 4 (21). С. 39—47. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-4-39-47.
5. Иванов, А. Ю. Инструменты эффективного планирования и оценки результативности мероприятий в области ликвидации ядерного наследия в России / А. Ю. Иванов. // Экономические науки. – 2024, № 9. – С. 85–94. – ISSN: 2072-0858.
6. Развитие подходов к приоритизации вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии / А. Ю. Иванов, Д. Ф. Ильясов, Е. Г. Мамчиц. – Текст: непосредственный // Вестник Российского экономического университета имени Г. В. Плеханова. – 2023. – Т. 20, № 4(130). – С. 31-43. – ISSN: 2413-2829. – eISSN: 2587-9251
7. Лучшие зарубежные практики вывода из эксплуатации ядерных установок и реабилитации загрязненных территорий : в 2 т. Т. 1 монография / Н. С. Цебаковская, С. С. Уткин, А. Ю. Иванов [и др.] под общей ред. И. И. Линге – Москва : Комтехпринт, 2017. – 336 с. – ISBN 978-5-9907220-4-0.

ВНЕДРЕНИЕ ДЕМОНТАЖНЫХ РОБОТОВ В ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ: АНАЛИЗ РИСКОВ И ВОЗМОЖНОСТЕЙ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ И ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОТ

А. В. Перов, М. Ю. Каленова

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: MYKalenova@ibrae.ac.ru

Вывод из эксплуатации (ВЭ) ядерно- и радиационно-опасных объектов (ЯРОО) представляет собой комплексную задачу, требующую значительных ресурсов, эффективность решения которой зависит от применяемых подходов и технологий. Одним из перспективных направлений в этой области является внедрение монтажных роботизированных комплексов (РТК), способных повысить безопасность и эффективность выполнения работ по ВЭ ЯРОО [1].

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Рассмотрение вопроса внедрения демонтажных РТК, как первого этапа роботизации деятельности ВЭ ЯРОО, продиктована рядом объективных предпосылок:

1. Наличие опыта применения демонтажных РТК. Накоплен положительный, хотя и ограниченный по масштабу, опыт применения РТК в атомной отрасли. Также комплексы активно применяются в секторах тяжелой промышленности (металлургия, строительство и др.), что подтверждает надежность и эффективность подобных технических решений, а также позволяет экстраполировать накопленные знания.

2. Наличие материально-технической базы. На площадках предприятий, входящих в контур Госкорпорации «Росатом», уже имеется парк демонтажных РТК, что позволяет существенно сократить первоначальные капитальные затраты, связанные с приобретением оборудования, а также ускорить процесс внедрения.

3. Динамичное развитие отечественного рынка. Российский рынок демонтажных РТК находится в стадии активного развития. Появляются конкурентоспособные отечественные модели, что обеспечивает возможность выбора оптимальных решений и снижает зависимость от зарубежных поставщиков.

4. Фокус на модернизации и совершенствовании функционала. Важным преимуществом является тот факт, что доступные демонтажные РТК, как правило, уже обладают функциональными характеристиками, в значительной степени, соответствующими для выполнения демонтажных операций при ВЭ. Таким образом, первоначальные инвестиции будут направлены не на создание абсолютно новой техники, а на ее целенаправленную модернизацию и адаптацию.

Опираясь на приведенную информацию, ожидается, что процесс определения показателей эффективности внедрения демонтажных РТК может быть пройден достаточно быстро. Более того, такой подход позволяет минимизировать риски, в первую очередь, финансовые, связанные с инвестициями. Опора на существующие решения обеспечивает более предсказуемый и управляемый процесс внедрения РТК в деятельность ВЭ ЯРОО.

Процесс внедрения новых решений, в том числе демонтажных РТК, проходит несколько ключевых стадий. Ниже представлена принципиальная блок-схема этапов от поиска партнера до опытных испытаний (рисунок 1).



Рис. 1 – Поэтапная схема внедрения демонтажных РТК

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

В связи с отсутствием технико-экономических оценок (ТЭО) применения демонтажных РТК, что является существенным ограничением при принятии решений об их внедрении, на текущем этапе проводится опытная эксплуатация РТК на площадках организаций контура Госкорпорации «Росатом» для отработки типовых операций ВЭ в обеспечение сбора достаточного массива статистических данных с целью их применения для подготовки ТЭО.

Отбор операций ВЭ осуществляется в соответствии с разработанным алгоритмом на основании сформулированных критериев и с учетом ограничивающих факторов, обусловленных особенностями площадок и объектов. Типовая операция ВЭ (или серия операций – сценарий) определяется объектом – его исходным и целевым состояниями.

При выборе объектов выделено пять основных групп:

1. Крупногабаритное оборудование.
2. Хранилища твердых радиоактивных отходов (ТРО) различного исполнения.
3. Инженерные системы.
4. Строительные конструкции.
5. Контейнеры (емкости) с ТРО.

Данные объекты характерны для большинства площадок Госкорпорации «Росатом», что позволяет тиражировать полученные результаты. Для проведения практических работ в 2025 году выбраны объекты на площадках АО «МСЗ» и АО «ОДЦ УГР». На рисунке 2 представлены данные по отобранным объектам с привязкой к типовым операциям ВЭ и навесному оборудованию РТК.

Выбор и оценка демонтажных РТК для опытной отработки осуществлена с учетом двух ключевых аспектов: максимальное использование имеющейся ресурсной базы на площадках АО «МСЗ» и АО «ОДЦ УГР» и оценка потенциала различных классов техники (по массогабаритным характеристикам), которые напрямую влияют на их применимость в условиях ВЭ ЯРОО. Основной упор был сделан на РТК, уже находящиеся на балансе предприятий, что позволяет существенно оптимизировать затраты. В таблице 1 приведены основные технические характеристики демонтажных РТК, а также МРК-28, включенного в объем работ для обеспечения радиационного контроля и вовлечения в операции по сортировке ТРО.

<p>Крупногабаритное оборудование</p> <p>Типовая операция ВЭ</p> <ul style="list-style-type: none"> • Демонтаж и фрагментация • Контейнеризация <p>Навесное оборудование</p> <ul style="list-style-type: none"> • Дисковая пила • Гидравлические ножницы • Поворотный грейферный захват • Ковш 		<p>Инженерные системы</p> <p>Типовая операция ВЭ</p> <ul style="list-style-type: none"> • Демонтаж и фрагментация • Контейнеризация <p>Навесное оборудование</p> <ul style="list-style-type: none"> • Дисковая пила • Гидравлические ножницы • Поворотный грейферный захват • Ковш
<p>Хранилища ТРО</p> <p>Типовая операция ВЭ</p> <ul style="list-style-type: none"> • Расчистка (вскрытие) хранилища • Извлечение РАО • Сортировка • Контейнеризация <p>Навесное оборудование</p> <ul style="list-style-type: none"> • Ковш • Грейферный ковш • Захват 		<p>Строительные конструкции</p> <p>Типовая операция ВЭ</p> <ul style="list-style-type: none"> • Демонтаж • Фрагментация металлических частей • Контейнеризация <p>Навесное оборудование</p> <ul style="list-style-type: none"> • Гидромолот • Поворотный грейферный захват • Ковш • Дисковая пила <p>Контейнеры с ТРО</p> <p>Типовая операция ВЭ</p> <ul style="list-style-type: none"> • Извлечение ТРО из контейнера • Сортировка • Контейнеризация <p>Навесное оборудование</p> <ul style="list-style-type: none"> • Грейферный ковш • Гидравлический захват • Ковш

Рис.2 – Объекты для опытной эксплуатации РТК для отработки типовых операций ВЭ

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Следует выделить российскую разработку – РТК Бетонолом 4500 (ООО «Роботехникс», г. Мытищи). Данный комплекс изготовлен и поставлен на площадку АО «ОДЦ УГР» в 2025 году. Согласно экспертному мнению отмечено высокое качество исполнения и уровень проработки, что свидетельствует о значительном прогрессе в области создания специализированной роботизированной техники в РФ.

Таблица 1 – Технические характеристики РТК

Наименование характеристики	Значение			
	Brokk 60	Brokk 100	Бетонолом 4500	МПК-28
Габаритные размеры Д×Ш×В, м	1,5×0,6×0,87	1,85×1,15×0,78	1,62×1,5×4,14	1,45×0,85×1,2
Масса без навесного оборудования, кг	500	980	4900	355
Максимальный вес навесного оборудования, кг	80	140	500	100
Рабочий радиус (горизонт/вертикаль/опускание), м	2,5/3,1/0,5	3,6/4,2/1,2	6,84/7,19/3,0	1,6/2,0/-
Мощность двигателя, кВт	5,5	11	30	-
Напряжение сети, В	380-420	380-420	380-420	220
Навесное оборудование	Гидромолот ВНВ 55. Бетонолом darda CC 260. Гидравлические ножницы darda HCS8SV. Ковш. Универсальный захват А01Н-20. Поворотный захват G32. Дисковая пила BCS 8	Гидромолот ВНВ 105. Циркулярная пила BCS 10 (диаметр диска – 400 мм). Ковш. Комби-ножницы (захват зажим) HCS8SV 30C	Гидромолот Егігос SB 452. Обратный ковш. Грейферный ковш. Гидравлический захват с параллельным. Пила дисковая гидравлическая (диаметр диска – 1200 мм)	Хват. Сабельная пила.

На основании результатов опытной эксплуатации демонстрационных РТК запланировано проведение ТЭО и определение параметров эффективности внедрения РТК для выполнения

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

типовых операций ВЭ. Подготовка ТЭО включает расчет экономических параметров и вариативные оценки реализации рассмотренных сценариев испытаний с использованием в различных комбинациях РТК, ручного труда и иных механизированных и автоматизированных средств. Сравнение различных вариантов осуществляется на основании результатов проведенных испытаний в рамках опытной эксплуатации РТК и имеющихся архивных данных. Результаты ТЭО служат основой для выдачи рекомендаций о целесообразности внедрения РТК для выполнения типовых операций ВЭ и рассматривается как инструмент поддержки принятия решений о внедрении РТК в деятельность ВЭ ЯРОО.

В настоящее время производится систематизация и анализ полученных данных, а также экономические расчеты. До конца текущего года будут выполнены предварительные сравнительные оценки применения демонтажных РТК с традиционными методами, по завершению этапа работ 2025-2027 годов – появится возможность дать ответ в каких условиях целесообразно применение демонтажных РТК, которые будут определяться преимущественно дозовой нагрузкой на персонал.

По результатам проведенных практических работ сделаны следующие выводы:

- отмечена целесообразность применения РТК легкого класса (Brokk 60) для демонтажа инженерных сетей в стесненных условиях;
- при работе с габаритными объектами следует использовать РТК тяжелого класса, требуется разработка критериев подбора технических характеристик РТК, определяемых конфигурацией объекта;
- для обеспечения экономической целесообразности работы с применением РТК должны проводиться при повышенных дозовых нагрузках – нижняя граница определяется решением многофакторной задачи.

При всех положительных аспектах внедрение РТК также сопряжено с определенными рисками и ограничениями. Относительно высокая стоимость комплексов может быть существенным препятствием для их широкого распространения, то есть присутствуют высокие риски неоправдания первоначальных инвестиций. Серийно выпускаемые РТК могут потребовать адаптации к специфическим условиям работ по ВЭ ЯРОО, так как создание универсального демонтажного РТК по объективным причинам невозможно. Эффективность применения РТК определяется навыками оператора, что требует подготовки и поддержания квалификации персонала. Недостаточная нормативно-правовая база регулирования применения роботизированных средств в РФ будет сдерживающим фактором их внедрения [2]. Для обеспечения положительного эффекта от внедрения демонтажных РТК и минимизации сопутствующих рисков, необходимо проведение целенаправленной работы по управлению данными рисками на всех этапах жизненного цикла проекта – от планирования до эксплуатации.

ЛИТЕРАТУРА:

1. Особенности процесса поиска и внедрения новых технологических решений по выводу из эксплуатации объектов ядерного наследия и обращению с образующимися при этом радиоактивными отходами / Тихонова А.А., Самойлов А.А., Ильина О.А. и др. // Радиоактивные отходы. – 2022. – № 4 (21). – С. 90-102
2. К вопросу практического применения демонтажных робототехнических комплексов отечественного производства для решения задач вывода из эксплуатации радиационно опасных объектов / Каленова М.Ю., Кузнецов И.В., Иванов А.Ю. и др. // Радиоактивные отходы. – 2024. – №4 (29). – С. 42-52

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ИЗВЛЕЧЕНИЮ, КОНДИЦИОНИРОВАНИЮ И УПАКОВКЕ ОТРАБОТАВШИХ ЗАКРЫТЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ, НАХОДЯЩИХСЯ НА ДОЛГОВРЕМЕННОМ ЦЕНТРАЛИЗОВАННОМ ХРАНЕНИИ В РЕСПУБЛИКЕ БЕЛАРУСЬ

Н. Д. Кузьмина, Э. А. Михалычева, Н. В. Горбачева, Ю. А. Корчева,
В. И. Орловская, И. О. Мороз

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – «Сосны»
Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь
эл. почта: ndkuzmina@sosny.bas-net.by*

Введение

Стратегия обращения с радиоактивными отходами [1], утвержденная постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 15.02.2023 № 128, предусматривает сооружение в Республике Беларусь централизованного пункта захоронения для всех видов имеющихся и образуемых в стране радиоактивных отходов (РАО). Одним из источников поступления РАО на централизованный пункт захоронения являются институциональные РАО, перемещаемые из специализированного предприятия по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» (далее – спецпредприятие УП «Экорес»).

Спецпредприятие УП «Экорес» расположено в 2 км от города Минска и создано в 1963 г. для размещения РАО от деятельности исследовательского реактора бывшего Института ядерной энергетики Академии наук БССР. Ежегодно спецпредприятие УП «Экорес» принимает до 10 тонн твердых радиоактивных отходов (ТРО) и до 3 тыс. отработавших свой ресурс закрытых источников ионизирующего излучения (ИИИ) [2].

В настоящее время спецпредприятие УП «Экорес» является сложным радиационно-опасным объектом, на площадке которого расположены:

два законсервированных и обвалованных приповерхностных хранилища твердых РАО заглубленного типа «первого поколения» внутренним объемом 200 м³;

два приповерхностных хранилища твердых РАО заглубленного типа «второго поколения» внутренним объемом 200 м³ (подземные монолитные блоки из 8 емкостей каждый);

четыре законсервированных хранилища отработавших закрытых ИИИ колодезного типа внутренним объемом 0,2 м³;

эксплуатируемое хранилище кондиционированных твердых РАО наземного типа;

эксплуатируемое хранилище для отработавших закрытых ИИИ, оборудованное 11 колодцами для загрузки отработавших закрытых ИИИ различного радионуклидного состава (6 колодцев для гамма- и 4 для альфа- и бета-излучающих источников, 1 – для нейтронных источников);

корпус переработки РАО с лабораториями (эксплуатируется с 2013 г.).

По экспертным оценкам по состоянию на 2020 г. суммарная активность РАО, размещенных в законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищах спецпредприятий УП «Экорес», составила $1,27 \cdot 10^{16}$ Бк [3].

По результатам проведенного в 2019 г. комплексного инженерного и радиационного обследования хранилищ РАО «первого» и «второго» поколения проведена оценка остаточных ресурсов их строительных конструкций, которые составляют от 18 до 27 лет. До истечения указанного срока законсервированные, а также действующие хранилища подлежат выводу из эксплуатации. В связи с этим, необходимо поэтапно выполнить работы

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

по извлечению из них РАО с последующим приведением в формы, удовлетворяющие критериям приемлемости для захоронения в планируемом к сооружению пункте захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) [4]. Подготовка к выводу из эксплуатации и вывод из эксплуатации пунктов хранения/захоронения РАО, представляют собой длительный по времени процесс с большим объемом работ по выполнению комплекса организационных, технических и гигиенических мероприятий, направленных на последовательное обеспечение радиационной безопасности персонала и населения и охрану окружающей среды. Радиационный контроль при выводе из эксплуатации характеризуется наличием большого количества источников ионизирующего излучения, а также значительным объемом проводимых радиационно-опасных работ [5].

В соответствии с требованиями документа [6] планирование вывода из эксплуатации путем разработки и последующей актуализации концепции вывода из эксплуатации должно осуществляться на всех стадиях жизненного цикла пункта хранения радиоактивных отходов, предшествующих его выводу из эксплуатации. В настоящее время концепция вывода из эксплуатации спецпредприятия УП «Экорес» отсутствует, что является нарушением требований документа [6] и влечет за собой соответствующие предписания регулирующего органа в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Целью данной работы является выработка рекомендаций по извлечению, кондиционированию и упаковке отработавших закрытых ИИИ, находящихся на долговременном хранении в хранилищах колодезного типа спецпредприятия УП «Экорес».

К разработке технических решений была привлечена ведущая российская организация – интегратор Госкорпорации «Росатом» по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов и обращению с сопутствующими радиоактивными отходами – АО «ТВЭЛ».

Анализ основных требований к обеспечению безопасности при захоронении радиоактивных отходов

Передаваемые на захоронение РАО должны соответствовать общим критериям приемлемости для захоронения, установленным нормами и правилами по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» [7]. Общие критерии приемлемости РАО для захоронения определяют требования, достаточные для передачи их в эксплуатирующую ПЗРО организацию. Методы и средства приведения РАО в соответствие критериям приемлемости для захоронения, в том числе методы и средства переработки и кондиционирования РАО, включая изготовление упаковки РАО, устанавливаются в проектной и (или) эксплуатационной документации организации, в результате деятельности которой образовались РАО, и (или) специализированной организации по обращению с РАО, осуществляющей переработку и кондиционирование РАО [8].

Согласно нормам и правилам по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» [8], кондиционирование РАО – операции по изготовлению упаковки РАО, приемлемой для манипулирования, хранения, перевозки, долговременного хранения и (или) захоронения. Конструкция контейнера и его конструкционные материалы должны обеспечивать сохранение его прочностных характеристик и герметичности в период обращения с упаковкой РАО. Конструкционные материалы контейнеров и материалы, используемые для покрытия их поверхностей, должны обладать минимальной сорбционной способностью по отношению к радионуклидам, коррозионной и радиационной стойкостью, термической устойчивостью, легко дезактивироваться. Целесообразно использование унифицированных по типу и размеру контейнеров.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Отработавшие свой ресурс закрытые ИИИ могут захораниваться в составе упаковки РАО, если иное не установлено критериями приемлемости для определенного ПЗРО. Требования к упаковкам РАО для захоронения и контейнерам (упаковочным комплектам) приведены в документе [7]. Упаковки РАО всех классов при обращении с ними при нормальной эксплуатации ПЗРО должны сохранять целостность и ограничивать выход ионизирующего излучения и радиоактивного содержимого пределами, установленными согласно приложению 1 к документу [7]. Тепловыделение и активность отработавших свой ресурс закрытых ИИИ не должны приводить к снижению механических, защитных и изолирующих характеристик упаковки РАО, содержащей отработавшие свой ресурс закрытые ИИИ, относительно пределов, установленных в соответствии с приложением 1 к документу [7].

Основополагающим элементом системы обращения с РАО является их классификация. В соответствии с нормами и правилами по обеспечению ядерной и радиационной безопасности [8], способ захоронения отработавших закрытых ИИИ (приповерхностное или глубинное) определяется исходя из классификации отработавших закрытых ИИИ по степени радиационной опасности (категории 1–5), а также периода полураспада радионуклидов, содержащихся в РАО, и тепловыделения РАО. Отнесение ИИИ к категориям по степени радиационной опасности осуществляется пользователем ИИИ или эксплуатирующей организацией в соответствии с требованиями документа [9].

В целях соблюдения требований безопасности при захоронении РАО по подтверждению способности упаковки ограничивать воздействие РАО на человека и окружающую среду, проведено сопоставление между категориями по степени радиационной опасности отработавшего закрытого ИИИ и способами захоронения РАО, установленными документом [8]. Результаты сопоставления приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Выбор вида ПЗРО в зависимости от категории по степени радиационной опасности отработавшего закрытого ИИИ

Вид пункта захоронения	Категория ИИИ
Пункт глубинного захоронения РАО без предварительной выдержки в целях снижения их тепловыделения	Отработавшие закрытые ИИИ категорий 1 и 2 по степени радиационной опасности
Пункт приповерхностного захоронения радиоактивных отходов, размещаемый на глубине до 100 м	Отработавшие закрытые ИИИ категории 3 по степени радиационной опасности
Пункт приповерхностного захоронения радиоактивных отходов, размещаемый на одном уровне с поверхностью земли	Отработавшие закрытые ИИИ категорий 4 и 5 по степени радиационной опасности

Основные подходы и рекомендации применительно к разработке технологии извлечения, кондиционирования и упаковке отработавших закрытых ИИИ из хранилищ спецпредприятия УП «Экорес»

Необходимо отметить, что разработка технологий извлечения и переработки РАО из хранилищ спецпредприятия УП «Экорес» усложняется необходимостью проведения работ в напряженных радиационных условиях при обращении с самой разнообразной номенклатурой радиоактивных веществ, представляющих собой конгломерат из различных материалов (пластмасса, стекло, металл, ветошь и т.д.), загрязненных как короткоживущими, так и долгоживущими радионуклидами, включая закрытые ИИИ гамма- и нейтронного излучения, радиоизотопные извещатели дыма, содержащие ^{239}Pu , соли ^{226}Ra и т.д.

При этом необходимо решить следующий комплекс задач:

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

максимально механизировать операции технологического процесса извлечения РАО для обеспечения приемлемых условий радиационной безопасности персонала, привлекаемого для этих работ;

обеспечить работающему персоналу необходимые санитарно-гигиенические условия, предусмотренные санитарными правилами;

минимизировать воздействие проводимых работ на окружающую среду, исключить радиоактивное загрязнение территории спецпредприятия УП «Экорес»;

произвести переработку извлеченных РАО, включая их компактирование и контейнеризацию и др.

Наиболее трудноразрешимой задачей являются технологии извлечения из хранилищ колодезного типа, размещенных в хранилищах «второго поколения» спецпредприятия УП «Экорес». При загрузке в хранилища колодезного типа сортировка ИИИ по активности и периоду полураспада не выполнялась, поэтому в них размещено значительное количество долгоживущих источников ^{226}Ra . В связи с потерей герметичности оболочек источников ^{226}Ra и выходом радона в высоких концентрациях, в 2003 году силами специалистов ФГУП «РАДОН» были выполнены работы по включению отработавших ИИИ в металлическую матрицу – сплав Розе (олово – 25 %, свинец – 25 %, висмут – 50 %). В одном из хранилищ работы по иммобилизации отработавших ИИИ в металлическую матрицу не были проведены по причине того, что технологический канал колодца в период эксплуатации был закупорен застрявшим длинномерным источником, после чего был заполнен металлической (свинцовой) дробью [10].

Контейнер для кондиционирования отработавших закрытых ИИИ должен обеспечивать возможность долговременного хранения, извлечения из хранилища в конце периода хранения, размещение в дополнительный контейнер (при необходимости), транспортирование на захоронение, обращение при захоронении. Максимальное значение мощности дозы излучения в любой точке на поверхности контейнера должно быть не более 2 мЗв/ч, на расстоянии 1 м от контейнера – 0,1 мЗв/ч. Температура в приёмном резервуаре с РНИ должна быть не более 250 °С. Контейнер должен соответствовать требованиям к транспортной упаковке категории III [11].

Анализ упаковок для кондиционирования и захоронения (долговременного хранения) РАО, используемых в Российской Федерации [12–14], показал, что для захоронения отработавших закрытых ИИИ в защитных блоках и без них рекомендуется использовать контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН, предназначенный для транспортирования, хранения и захоронения отработавших закрытых ИИИ. Контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН разработан и сертифицирован специалистами ФГУП «РАДОН» [13].

Для хранения отработавших закрытых ИИИ в металлической матрице (металлоблоки) предлагается использовать перспективный контейнер УКХ ПВ, который в настоящее время находится на стадии разработки [14].

Контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН

Специализированный упаковочный комплект КМЗ-РНИ-РАДОН в отличие от хранилища колодезного типа обеспечивает возможность:

- извлечения упаковки РАО из хранилища в конце периода хранения;
- размещения упаковки РАО в дополнительный контейнер или переупаковку при необходимости;
- транспортирования упаковки РАО на захоронение;
- обращения с упаковкой РАО при захоронении.

Упаковочный комплект состоит из внутреннего защитного контейнера, имеющего емкость для размещения источников, окруженную биологической защитой из свинца,

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

толщиной 250–300 мм. Для загрузки отработавших закрытых ИИИ предусмотрена изогнутая загрузочная труба, закрываемая пробкой. Для защиты от воздействия факторов окружающей среды и унификации операций по обращению с РАО внутренний защитный контейнер размещен в защитном контейнере, внешне идентичном стандартному металлическому контейнеру для РАО типа КМЗ-РАДОН. Биологическая защита из свинца позволяет достигнуть мощности эквивалента дозы гамма-излучения на поверхности упаковочного комплекта и на расстоянии 1 м, не превышающей предел в 0,1 мЗв/ч.

Формирование упаковки на основе контейнера КМЗ-РНИ-РАДОН требуется выполнять в условиях постоянного радиационного контроля. При достижении МЭД на расстоянии 0,1 м от любой точки контейнера величины 2 мЗв/ч загрузку отработавших ИИИ в данный контейнер следует прекратить.

Общий вид контейнера приведен на рисунке 1, характеристики контейнера – в таблице 2.

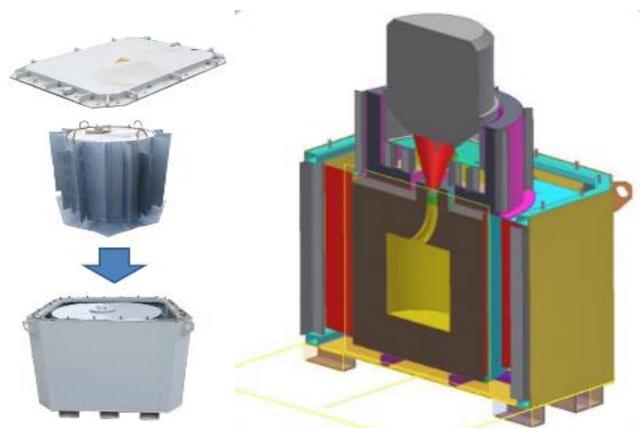


Рис. 1 - Конструкция контейнера КМЗ-РНИ-РАДОН

Таблица 2 – Характеристики контейнера КМЗ-РНИ-РАДОН

Характеристики	Показатель
Объем внутреннего резервуара для отработавших ИИИ, м ³	0,08
Номинальная активность, Бк	3,70Е+15
Максимальные габариты единичного отработавшего ИИИ, мм	Ø38×200
Масса пустого упаковочного комплекта, т	9,0
Масса заполненного упаковочного комплекта, т	10,0
Внешние размеры (длина×ширина×высота), мм	1670×1670×1375 [13]

С помощью программного средства MicroShield 8.03 проведен расчет радиационных полей упаковки на базе невозвратного контейнера типа КМЗ для бетонной призмы с дополнительной свинцовой защитой при общей массе упаковки около 12 т. По результатам расчета максимальная активность размещаемых отработавших ИИИ Со-60 составила величину порядка $1,1 \cdot 10^{15}$ Бк в зависимости от плотности бетона и толщины свинцовой защиты при удельном тепловыделении до 5,8 Вт/л и температуре в резервуаре отработавших источников до 150-250 °С со снижением тепловыделения до 1,6 Вт/л и температуры до 50-100 °С через 10 лет в зависимости от теплопроводности бетона. Величина расчетной максимальной активности размещаемых отработавших закрытых ИИИ Со-60 согласуется с предельно допустимым показателем активности для контейнера КМЗ-РНИ-РАДОН, установленным в сертификате [13].

Контейнер УКХ ПВ

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Контейнер УКХ ПВ, находящийся в настоящее время на стадии разработки в Российской Федерации, предназначен для хранения отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС), а также пеналов с остеклованной высокоактивной короткоживущей фракцией РАО от переработки отработавшего ядерного топлива Белорусской АЭС. Предполагается, что контейнер УКХ ПВ будет оснащен двумя видами вставок – дистанцирующей решеткой, позволяющей размещать в нем либо отработавшие ТВС, либо пеналы объемом 100 л, содержащие остеклованные РАО [14].

Поскольку суммарная активность каждого из металлоблоков, извлекаемых из хранилищ отработавших закрытых ИИИ, превышает установленную предельную активность РАО, которые допускаются к размещению в контейнере КЗК-2кс-01 (4,00Е+11 Бк по ^{60}Co и 7,00Е+11 Бк по ^{137}Cs), в рамках данной работы контейнер УКХ ПВ предлагается использовать для временного хранения отработавших закрытых ИИИ в металлической матрице (металлоблоки), извлеченных из хранилищ спецпредприятия УП «Экорес», при условии изменения конструкции вставки – дистанцирующей решетки. Общий вид контейнера приведен на рисунке 2, характеристики контейнера – в таблице 3.

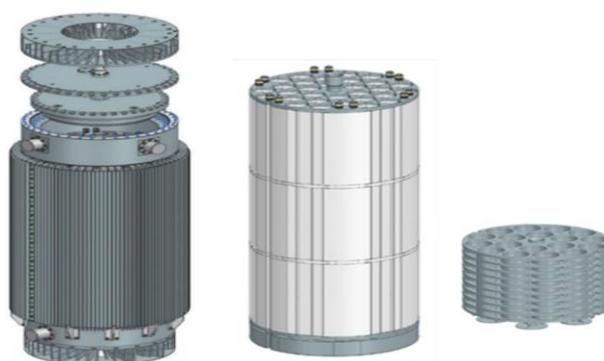


Рис. 2 - Предполагаемая конструкция двухцелевого контейнера УКХ ПВ со вставкой для хранения ОТВС и вставкой для хранения пеналов с остеклованными ВАО

Таблица 3 – Характеристики контейнера УКХ ПВ

Характеристики	Показатель
Материал основного корпуса	Высокопрочный чугун с шаровидным графитом
Диаметр, мм	2 900,0
Высота с демпферами, мм, не более	7 174,0
Толщина стенки корпуса, мм, не менее	235,0
в районе цапф, мм, не менее	190,0

Дополнительно проведенный анализ соответствия упаковок РАО критериям приемлемости для захоронения показал, что контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН, соответствуют общим критериям приемлемости для захоронения. Контейнер УКХ ПВ, изначально проектируется для временного хранения РАО и не предназначен для захоронения.

Альтернативным решением для организации долговременного хранения металлоблоков, извлеченных из хранилищ УП «Экорес», может быть изготовление с учетом геометрических размеров и активности РАО соответствующего контейнера по индивидуальному заказу. Также не должен исключаться из рассмотрения вариант отложенного решения, что позволит вернуться к вопросу дальнейшего обращения с РАО через определенное время в случае положительных предпосылок (наличие эффективных технологий, экономические факторы).

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Производственно-технологические цепочки по обращению с различными типами закрытых отработавших ИИИ

При освобождении хранилищ отработавших закрытых ИИИ спецпредприятия УП «Экорес» будут образовываться следующие виды РАО с точки зрения морфологического состава: отработавшие закрытые ИИИ в защитных блоках (контейнерах); отработавшие закрытые ИИИ без защитных блоков (контейнеров); отработавшие закрытые ИИИ в металлической матрице (металлоблоки) [4,10].

Ниже приведены последовательности взаимосвязанных операций (производственно-технологические цепочки (ПТЦ)) по обращению с различными типами закрытых отработавших ИИИ, которые рекомендуется выполнять для приведения РАО в соответствие с критериями приемлемости и передаче их на захоронение.

На рисунке 3 приведена ПТЦ № 1 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ в защитном блоке».

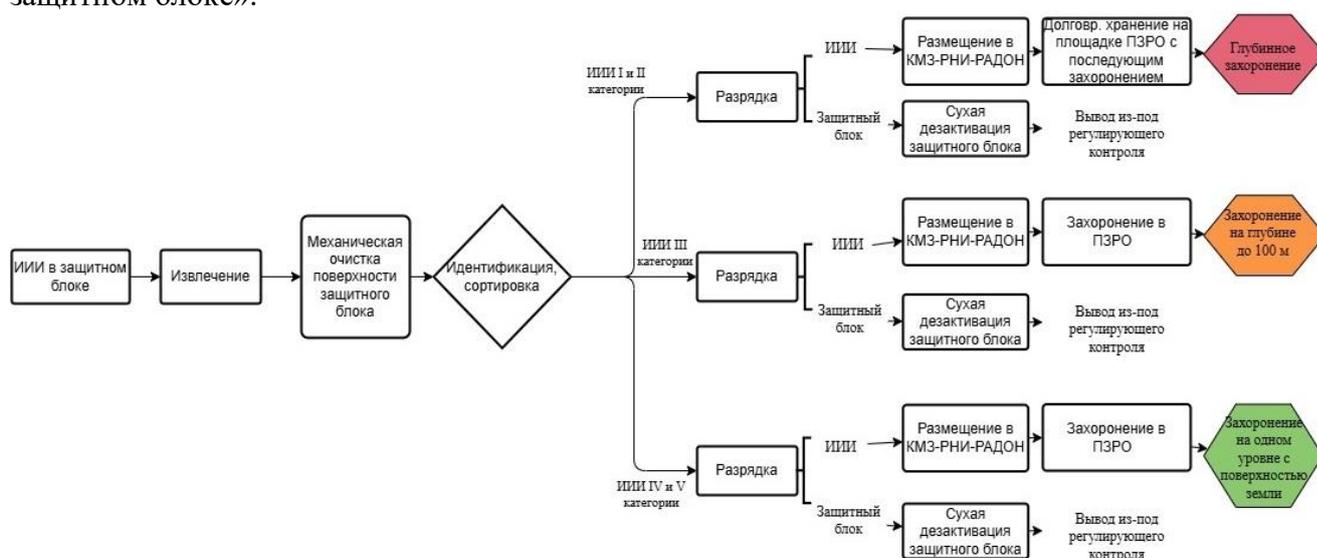


Рис. 3 - ПТЦ № 1 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ в защитном блоке»

Активность отработавшего закрытого ИИИ устанавливается либо расчетным методом по паспортным данным (при возможности идентификации конкретного ИИИ), либо методом спектрометрического анализа (при невозможности идентификации).

Извлеченные отработавшие закрытые ИИИ разряжаются в контейнер, аналогичный по характеристикам контейнеру КМЗ-РАДОН, с постоянным контролем значения показателя A/D (активность ИИИ, приведенная к показателю опасности радионуклида для каждого отдельно взятого радионуклида) и определением категории по степени радиационной опасности в соответствии с документом [9]. После заполнения отработавшими закрытыми ИИИ и заполнения приемной емкости иммобилизирующим материалом контейнеры типа КМЗ-РНИ-РАДОН отправляют на временное хранение (захоронение) по достижении предельного уровня заполнения или предельного уровня активности.

Защитные блоки (контейнеры) отработавших ИИИ отправляются на сухую дезактивацию, (например, с помощью полимерных покрытий), и при соответствии радиационных показателей действующим в Республике Беларусь нормам освобождаются от контроля в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности. Дальнейшее обращение с ними осуществляется как с нерадиоактивными отходами.

При размещении отработавших закрытых ИИИ в контейнер типа КМЗ-РНИ-РАДОН следует одновременно соблюдать следующие граничные условия:

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

– суммарная активность размещенных отработавших закрытых ИИИ не должна превышать $3,7 \cdot 10^{15}$ Бк, в соответствии с предельно допустимым показателем активности для контейнера, установленным в [13];

– консервативно принято, что количество размещенных отработавших закрытых ИИИ не должно превышать 4000 шт.

Граничное условие по количеству отработавших закрытых ИИИ рассчитано исходя из следующих соображений:

– полезный объем приемной емкости контейнера типа КМЗ-РНИ-РАДОН при номинальном объеме $0,08 \text{ м}^3$ [14] и при условии заполнения на 90 % составляет $0,072 \text{ м}^3$;

– усредненная масса одного отработавшего закрытого ИИИ составляет $0,000025 \text{ т}$;

– усредненная насыпная плотность отработавших закрытых ИИИ составляет $1,67 \text{ т/м}^3$;

– расчетное количество источников принято с экспертно определенным коэффициентом $0,833$ для заполнения приемной емкости иммобилизующим составом.

На рисунке 4 приведена ПТЦ № 2 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ без защитного блока».

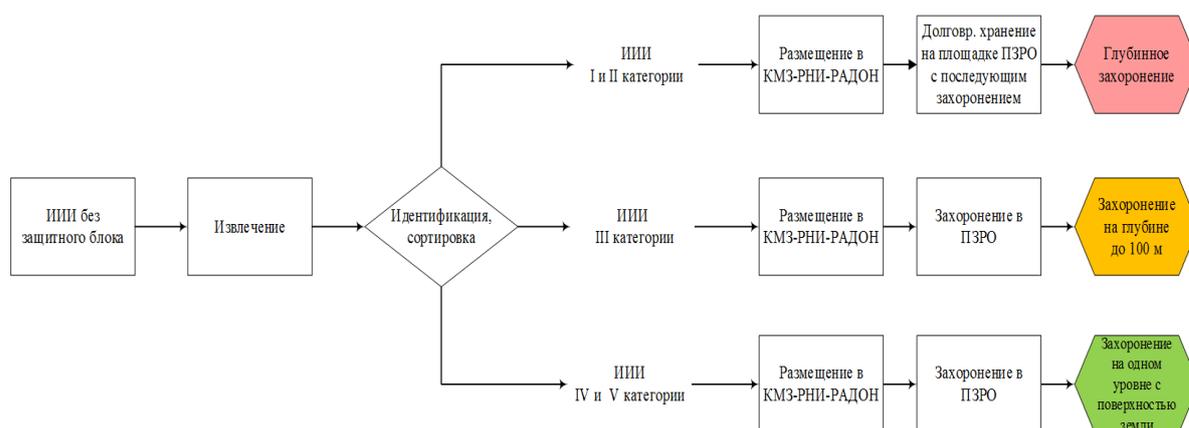


Рис. 4 - ПТЦ № 2 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ без защитного блока»

Отработавшие закрытые ИИИ без защитного контейнера, размещенные в хранилищах спецпредприятия УП «Экорес», предлагается извлекать, сортировать по типу излучения (α , β , γ) и определять их активность и, соответственно, категорию по степени радиационной опасности. Дальнейшее обращение с отработавшими закрытыми ИИИ осуществляется аналогично ПТЦ № 1.

Длинномерный ИИИ, застрявший в приемной трубе одного из колодцев хранилища спецпредприятия УП «Экорес», после извлечения подлежит резке на фрагменты, не превышающие по длине 200 мм, и контейнеризации в контейнер типа КМЗ-РНИ-РАДОН. Максимально допустимая длина фрагмента установлена в соответствии с параметрами грузочной трубы контейнера [14].

На рисунке 5 приведена ПТЦ № 3 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ, включенными в металлическую матрицу (сплав Розе)».

Отработавшие закрытые ИИИ, включенные в металлическую матрицу (сплав Розе), размещенные в хранилищах отработавших закрытых ИИИ спецпредприятия УП «Экорес»,

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

извлекаются одним блоком и размещаются в контейнер УКХ ПВ целиком. Контейнер УКХ ПВ после заполнения направляется на временное хранение на площадку планируемого ПЗРО.

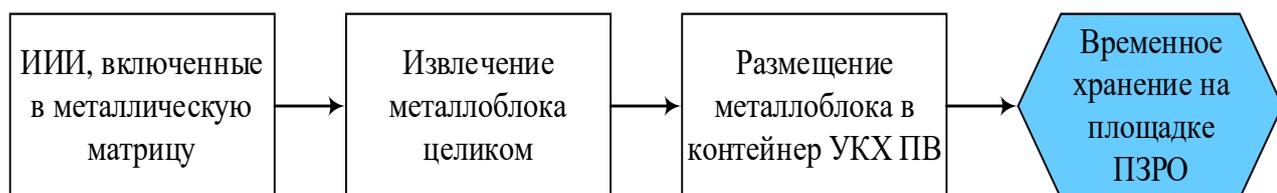


Рис. 5 - ПТЦ № 3 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ, включенными в металлическую матрицу»

Заключение

При разработке рекомендаций по извлечению, кондиционированию и упаковке отработавших закрытых ИИИ, находящихся на долговременном хранении в хранилищах колодезного типа спецпредприятия УП «Экорес», проведен анализ нормативно-правовых актов Республики Беларусь, содержащих требования к обеспечению безопасности при захоронении РАО, включая требования: к классификации РАО и отработавшим ресурс закрытым ИИИ, соответствия вида РАО способу захоронения, к радиационным характеристикам РАО, к упаковкам РАО для захоронения и контейнерам.

Для приведения РАО в соответствие с критериями приемлемости и передачи их на захоронение приведены производственно-технологические цепочки по обращению с различными типами отработавших закрытых ИИИ – методам их кондиционирования и захоронения (хранения).

На основании проведенного анализа упаковок для кондиционирования и захоронения (хранения) РАО предложено выбрать для захоронения (долговременного хранения) закрытых отработавших ИИИ спецпредприятия УП «Экорес» сертифицированный, разработанный специалистами ФГУП «РАДОН», контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН. Для хранения отработавших закрытых ИИИ в металлической матрице (металлоблоки) предлагается использовать перспективный контейнер УКХ ПВ, который в настоящее время находится на стадии разработки.

Разработанные рекомендации могут быть использованы в качестве исходной информации для разработки предпроектной и проектной документации на сооружение ПЗРО в Республике Беларусь, а также как основа для разработки концепции вывода из эксплуатации спецпредприятия УП «Экорес».

Авторы выражают благодарность за помощь в выполнении настоящей работы сотрудникам АО «ТВЭЛ» Корнееву И.И., Грибову Д.А., Яновскому Д.В., Абакумовой А.С.

ЛИТЕРАТУРА

1. Об утверждении Стратегии обращения с радиоактивными отходами: постановление Совета Министров Респ. Беларусь, 15.02.2023, № 128 – 32 с.
2. Восьмой национальный доклад Республики Беларусь о выполнении Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Минск, 2024. – 117 с.
3. Zhemzhurov, M.L. Estimation of radioactive waste activity in storage facilities of «Ekores» / M.L. Zhemzhurov, N.D. Kuzmina, A.V. Kuzmin, K.A. Yarashevich // Nonlinear Phenomena in Complex Systems. – 2020. – Vol. 23. – № 4. – P. 414–427.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

4. Анализ результатов выполненного комплексного инженерного и радиационного обследования законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов УП «Экорес» / М.Л. Жемжуров [и др.] // материалы 8 Междунар. конф. «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии 21-го века». – Минск, 2020. – С.142-149.

5. Вывод из эксплуатации установок. Серия норм МАГАТЭ по безопасности № GSR Part 6, МАГАТЭ, Вена, 2011 – 52 с.

6. «Требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации пунктов хранения радиоактивных отходов»: утв. Постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 22.02.2019 № 25.

7. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения: нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности: утв. постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь, 16.07.2019, № 47. – 22 с.

8. Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения: нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности: утв. постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь, 28.09.2010, № 47. – 22 с.

9. Инструкция о порядке и критериях отнесения источников ионизирующего излучения к категориям по степени радиационной опасности:: утв. постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь, 28.01.2021, № 4. – 4 с.

10. Жемжуров, М.Л. Разработка концепции вывода из эксплуатации спецпредприятия по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» / М.Л. Жемжуров, Н.Д. Кузьмина, К.А. Грибанова // материалы 8-ой Междунар. конф. «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии 21-го века». – Минск, 2020. – С.142-149.

11. Санитарные правила и нормы 2.6.1.13-60-2005 «Гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов (веществ)», утв. Постановлением Главного государственного санитарного врача от 30.12.2005 г. № 284.

12. Диордий М.Н. Комплекс для сбора, транспортирования, хранения и захоронения отработавших источников ионизирующего излучения / М.Н. Диордий, В.Е. Семенова, О.К. Карлина // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 2 (3). – С. 73–78.

13. Сертификат-разрешение на конструкцию упаковочных комплектов транспортных КМЗ-РНИ-РАДОН и перевозку в них радиоактивных материалов. RUS/1073/B(U)-96T. М.: Госкорпорация «Росатом», 2015. – 7 с.

Развитие контейнеров для отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов типа ВВЭР с 2016 года и на горизонте до 2035 г. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.atomic-energy.ru/articles/2024/09/10/148913>.– Дата доступа: 2

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

ОБОСНОВАНИЕ СПОСОБА ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ СЛОЖНОГО СОСТАВА ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУНКТА ХРАНЕНИЯ

А. В. Радкевич, В. В. Торопова, А. М. Зарубо, О. Б. Коренькова

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

эл. почта: radkevich@sosny.bas-net.by

Введение

Одним из основных направлений деятельности Института ядерной энергетики АН БССР (в настоящее время – государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси) являлась разработка газоохлаждаемых ядерных реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. В рамках развития данного направления с 1970-х годов в институте проводились опытно-конструкторские работы по созданию передвижной АЭС «Памир-630Д» (ПАЭС) тепловой мощностью 5 МВт с диссоциирующим теплоносителем и рабочим телом «нитрин» на основе N_2O_4 . В 1985 – 1987 годах ПАЭС прошла предварительные испытания в течение около 3000 часов на различных уровнях мощности. С целью обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) ПАЭС в 1990 году был введен в эксплуатацию пункт хранения (ПХ ОЯТ), ОЯТ было размещено в бассейнах выдержки с 1991 по 2010 год. После удаления ОЯТ в соответствии с требованиями [1] начаты работы по выводу ПХ ОЯТ из эксплуатации.

В ходе эксплуатации проводились дезактивации поверхностей оборудования и помещений ПХ ОЯТ. Применялись различные дезактивирующие композиции для изделий из углеродистой и нержавеющей сталей, полимерных покрытий, бетона, в связи с чем образовавшиеся растворы имели сложный радиохимический состав. Растворы содержали изотопы плутония, америция-241, а также следовые количества цезия-137, кобальта-60, европия-152, 154. Химический состав характеризовался присутствием органических комплексонов, поверхностно-активных веществ, карбоната натрия. С учетом величины общей удельной α -активности до $1,8 \cdot 10^4$ Бк/кг растворы дезактивации были классифицированы как низко- и среднеактивные жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) [2] и размещены на хранение в специальных емкостях.

Согласно общепринятым подходам [3, 4] переработка и удаление РАО, образовавшихся при эксплуатации объекта использования атомной энергии, является одной из основных задач, выполняемых после прекращения эксплуатации объекта по проектному назначению. В проекте вывода из эксплуатации должны быть приведены и обоснованы конкретные технические и организационные меры по обращению с РАО с целью приведения их в безопасное состояние для долговременного хранения или захоронения. При отсутствии или неприменимости существующих на объекте технологий и установок по обращению с РАО необходимые для разработки проекта исходные данные могут получены в рамках планирования и подготовки к выводу из эксплуатации.

Основной целью данной научно-исследовательской работы было обоснование эффективных способов переработки ЖРО при выводе ПХ ОЯТ из эксплуатации. Степень опасности данных ЖРО обусловлена присутствующими в них α -излучателями с высокой радиотоксичностью – радионуклидами плутония и америция-241. Это определяет требования к достижению максимально возможных коэффициентов очистки растворов по указанным радионуклидам, для которых уровни отнесения к ЖРО составляют 10 Бк/дм³ [5].

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Согласно химическим свойствам плутония и америция при данных величинах рН и солесодержания, радионуклиды в растворе могут находиться в различных степенях окисления, образовывать полимерные гидролизные формы, коллоидные частицы и осадки. Плутоний имеет большую склонность к гидролизу и образованию нерастворимых соединений, тогда как америций характеризуется большей растворимостью [6]. Одновременно в растворе присутствует значительное количество сильных комплексообразователей и поверхностно-активных веществ, что существенно изменяет распределение форм радионуклидов, подавляет их гидролиз за счет полного или частичного замещения гидроксогрупп в первой координационной сфере металл-иона, увеличивает стабильность коллоидных и псевдоколлоидных частиц, что в целом приводит к увеличению растворимости. Установление форм нахождения радионуклидов в ЖРО и их поведения в различных физико-химических процессах являлось основной задачей, которая должна быть решена при обосновании эффективных способов переработки ЖРО.

Экспериментальная часть

Определение содержания радионуклидов плутония в растворах проводилось методом альфа-спектрометрии с предварительным радиохимическим выделением. Для америция-241 применялся метод гамма-спектрометрии на спектрометре рентгеновского и низкоэнергетического гамма-излучения с планарным полупроводниковым детектором.

В качестве интегрального показателя для определения относительного изменения содержания радионуклидов в исследуемых растворах использовалась суммарная удельная активность альфа- и бета-излучающих радионуклидов, которая определялась в соответствии с методиками согласно СТБ ISO 9696-2010 и СТБ ISO 9697-2010 [7, 8]. Измерение активности производилось на альфа-бета радиометре для измерения малых активностей УМФ-2000.

Перед проведением измерений ЖРО отфильтровывались через бумажный фильтр «синяя лента».

Состояние радионуклидов в ЖРО исследовалось методами микро- и ультрафильтрации, центрифугирования, ионного обмена.

Для оценки дисперсного состояния радионуклидов плутония и америция в ЖРО были выполнены эксперименты по мембранному разделению. Ультрафильтрация проводилась в ячейке Millipore Amicon 8200 при давлении 3 бар. Использовались мембраны из регенерированной целлюлозы с диаметрами пор ~1 нм (предел отсека 1000 дальтон), 25 нм, и нитроцеллюлозы 300 нм производства Millipore.

Центрифугирование растворов проводилась с использованием лабораторной центрифуги ОПн-8 на скорости 8000 оборотов в минуту в течении 30 минут. Данные условия обеспечивают осаждение частиц размером более 50 нм [9].

В экспериментах по ионному обмену использовались сильноокислотная катионообменная смола KW-8 в Na-форме и сильноосновная анионообменная смола А4 в Cl-форме производства Resinex. Ионный обмен проводился в статических условиях в течении 1 сут при $V/m = 100$. Коэффициент распределения радионуклидов рассчитывался по формуле:

$$K_p = \frac{A_{исх} - A_k}{A_k} \cdot \frac{V}{m} \quad (1)$$

где $A_{исх}$ и A_k – содержание радионуклида в исходном и конечном растворе соответственно, Бк/дм³; V – объем раствора, мл; m – навеска смолы, г.

Для определения степени очистки растворов при коагуляции использовались растворы хлорида железа(III) и полиоксихлорида алюминия(III). Для увеличения размера

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

образуемых частиц и ускорения осаждения в растворы добавлялся катионный флокулянт – полиакриламид марки Praestol 857 BS со средней молекулярной массой до 10 млн. дальтон. После добавления реагентов, растворы выдерживались в течение 1 часа, после чего декантировались или фильтровались на бумажном фильтре «синяя лента».

В качестве показателя, характеризующего степень удаления радионуклидов из раствора использовался коэффициент очистки ($K_{оч}$):

$$K_{оч} = \frac{A_{исх}}{A_k} \quad (2)$$

где $A_{исх}$ и A_k – активности исходного раствора и конечного раствора соответственно.

Окисление органических компонентов ЖРО проводилось введением газообразного озона, добавлением растворов пероксида водорода, перманганата калия. Озонирование проводилось в проточном режиме озонатором ОГВК–05КЦ производства «МЭЛП» в течение 30 минут, доза для каждого образца определялась как общая масса пропущенного через раствор озона, отнесенная к объему раствора.

Для определения pH применяли иономер лабораторный И-160МП: измерительный электрод – стеклянный, электрод сравнения – хлорсеребряный. Взвешивание производили на аналитических весах Adventurer RV 214.

Использованные химические реагенты имели чистоту марок ч.д.а., х.ч. Все растворы готовились на дистиллированной воде.

Результаты и обсуждение

Растворы дезактивации ПХ ОЯТ при образовании обладали сложным составом, который определялся набором радионуклидов, присутствующих в растворах и компонентами применяемых дезактивирующих композиций. Основные параметры отнесенных к ЖРО растворов дезактивации на момент образования приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Основные характеристики ЖРО на момент образования

Параметр	Значение
Категория ЖРО по радиационной опасности	HAO, CAO
Радионуклидный состав	основные – ΣPu , ^{241}Am ; следы – ^{137}Cs , ^{60}Co ; $^{152,154}Eu$
Общая удельная α -активность, Бк/кг	до $1,8 \cdot 10^4$
Объем, м ³	5,7
Химический состав, мг/дм ³ :	
- органические комплексоны (оксиэтидиденидифос- фоновая кислота, ЭДТА и др.);	до 1000
- ПАВ (алкилсульфаты);	до 400
- карбонат натрия	до 700

В дальнейшем при хранении ЖРО в емкостях ПХ ОЯТ в течение нескольких лет произошло значительное снижение активности верхнего слоя жидкости за счет укрупнения частиц, содержащих радионуклиды плутония и америция, и перехода их в осадок. Результаты измерений объемной активности радионуклидов в верхнем слое ЖРО в зависимости от времени после образования приведены в таблице 2.

Таблица 2 – Изменение объемной активности радионуклидов в ЖРО без перемешивания в зависимости от времени после образования

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Доля объемной активности радионуклида в ЖРО от исходной, %	Время после образования ЖРО, лет			
	0	1	6	10
ΣPu	100	0,54	0,35	0,38
^{241}Am	100	6,70	0,22	0,13

Полученные результаты показывают, что 99,5 % плутония и 93,3 % америция переходят в осадок уже через 1 год после образования ЖРО. Растворимая доля плутония стабилизируется на уровне 0,35-0,38 % от исходной через 6 лет хранения, а доля америция продолжает снижаться до 0,13 % через 10 лет хранения. Образовавшиеся осадки радионуклидов представлены относительно крупными стабильными частицами, поскольку после перемешивания достигается быстрое осаждение и удельная активность надосадочной жидкости через 1 сут возвращается к значению, полученному при отборе без перемешивания. При этом удельная активность радионуклидов оставшихся в растворенном состоянии существенно превышает уровень отнесения к ЖРО.

Определение химического состава надосадочной части ЖРО без перемешивания было проведено перед установлением форм нахождения радионуклидов в ЖРО (таблица 3).

Таблица 3 – Химический состав ЖРО без перемешивания после временного хранения

Параметр	Значение
Водородный показатель (рН)	8,8
Удельная электропроводность χ , мкСм/см	2240,0
Перманганатная окисляемость, мг/дм ³	32,0
Сухой остаток, мг/дм ³	1950,2
Плотность раствора, кг/дм ³	1,02

ЖРО характеризуются нейтральной средой и умеренным содержанием порядка 2 г/дм³. По сравнению с химическим составом на момент образования существенно снизилась концентрация растворенных органических соединений, что, по-видимому, связано с их переходом в осадок.

Результаты определения форм радионуклидов плутония в ЖРО различными методами представлены в таблице 4.

Таблица 4 – Установление форм радионуклидов плутония в ЖРО

Метод разделения	Результат	Вывод о форме радионуклидов плутония
Ионный обмен (катионит)	$K_p < 100$	незначительное количество катионных форм
Ионный обмен (анионит)	$K_p < 100$	незначительное количество анионных форм
Коагуляция + флокуляция	$K_{оч} = 3,3$	~70% крупных псевдоколлоидных частиц
Озонирование + коагуляция	$K_{оч} = 940$	псевдоколлоидные частицы стабилизированы органическими комплексами

Полученные данные в целом характерны для поведения плутония в растворе с нейтральным рН и комплексообразователями. Незначительные коэффициенты распределения на ионообменных смолах указывают на преимущественно неионное состояние плутония в виде псевдоколлоидных частиц, стабилизированных органическими

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

комплексонами. Осаждением при коагуляции/флокуляции удаляется 70 % радионуклидов, присутствующих в виде крупных псевдоколлоидов, тогда как оставшиеся 30 %, по-видимому, содержатся в мелких частицах и растворимых комплексных соединениях. Стабилизация плутония органическими комплексонами в растворе подтверждается по результатам введения в раствор сильного окислителя. Озонирование растворов приводит к существенным изменениям форм нахождения плутония: происходит разрушение органических соединений с укрупнением частиц плутония, которые практически полностью удаляются при коагуляции.

Для детальной оценки дисперсного состояния проведены эксперименты по ультрафильтрации на мембранах с различным размером пор и центрифугированию ЖРО (рисунок 1).

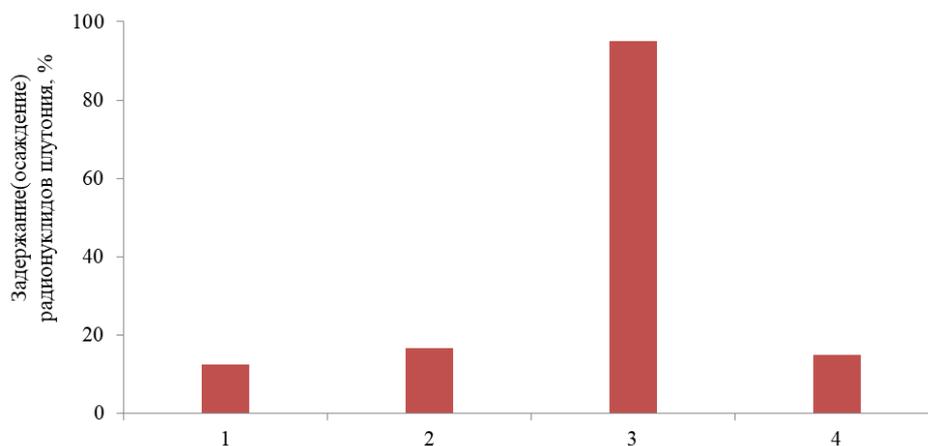


Рис. 1 - Задержание (осаждение) радионуклидов плутония при ультрафильтрации на мембранах с различным размером пор (центрифугировании): 1 – мембрана 300 нм, 2 – мембрана 25 нм, 3 – мембрана 1 нм, 4 – центрифугирование

Показано, что основная часть плутония – 75 % – входит в состав частиц размером от 1 до 25 нм, 20 % плутония – в частицы более 25 нм и только порядка 5 % образуют мономерные комплексные соединения. Данные центрифугирования растворов соответствуют данным ультрафильтрации.

Результаты определения форм и дисперсного состояния америция-241 в ЖРО различными методами представлены в таблице 5 и на рисунке 2.

Таблица 5 – Установление форм радионуклидов плутония в ЖРО

Метод разделения	Результат	Вывод о форме америция-241
Ионный обмен (катионит)	$K_p < 100$	незначительное количество катионных форм
Ионный обмен (анионит)	$K_p < 100$	незначительное количество анионных форм
Коагуляция + флокуляция	$K_{оч} = 2,1$	~50% крупных псевдоколлоидных частиц
Озонирование + коагуляция	$K_{оч} > 200$	псевдоколлоидные частицы стабилизированы органическими комплексонами

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

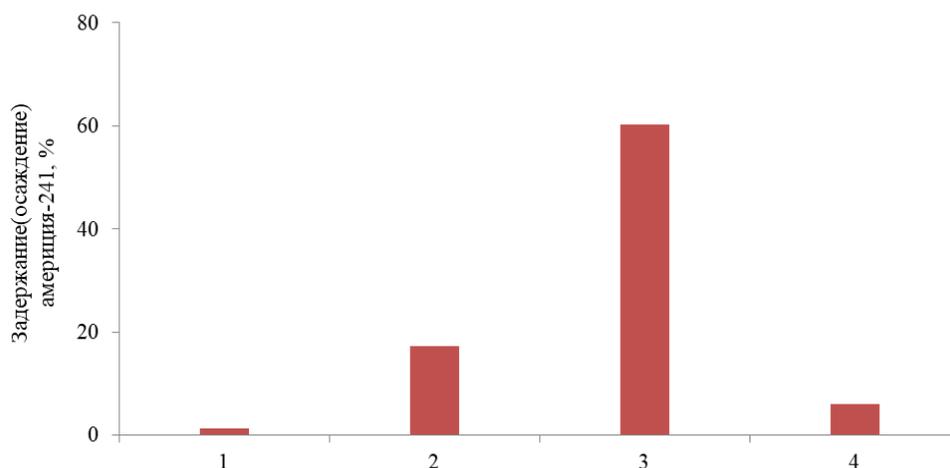


Рис. 2 - Задержание (осаждение) америция-241 при ультрафильтрации на мембранах с различным размером пор (центрифугировании): 1 – мембрана 300 нм, 2 – мембрана 25 нм, 3 – мембрана 1 нм, 4 – центрифугирование

Распределение форм америция-241 в ЖРО следует таким же закономерностям, как и распределение форм радионуклидов плутония, с учетом меньшей склонности америция к гидролизу и комплексообразованию. В целом доля крупных частиц америция меньше соответствующей доли крупных частиц плутония, при этом значительно выше содержание моноядерных форм америция. Порядка 80 % америция образуют частицы размером менее 25 нм, а содержание моноядерных комплексов с размером менее 1 нм и псевдоколлоидов размером 1 – 25 нм сопоставимо.

На рисунке 3 представлены обобщенные данные по состоянию радионуклидов плутония и америция-241 в ЖРО после временного хранения.

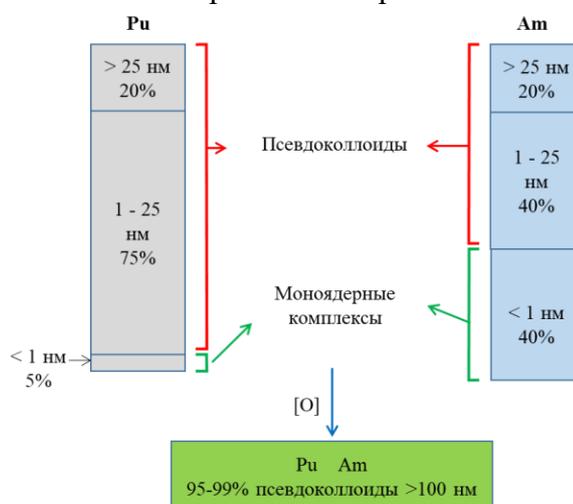


Рис. 3 - Состояние радионуклидов плутония и америция-241 в ЖРО

На основании данных о формах радионуклидов показано, что высокая эффективность при очистке ЖРО, в первую очередь по америцию-241, может быть достигнута при разрушении их комплексных соединений с органическими компонентами раствора. Как было показано, высокий окислительный потенциал озона позволяет проводить окисление присутствующих в ЖРО соединений. В качестве альтернативных окислителя помимо газообразного озона были исследованы перекись водорода в присутствии Fe(II) и перманганат калия, которые, при в целом меньшей окисляющей способности, не требуют специального оборудования и могут применяться в виде готовых растворов. Результаты

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

экспериментальной отработки комбинированных способов очистки ЖРО, включающие стадии окисления, ионного обмена и коагуляции радионуклидов, представлены на рисунке 4.

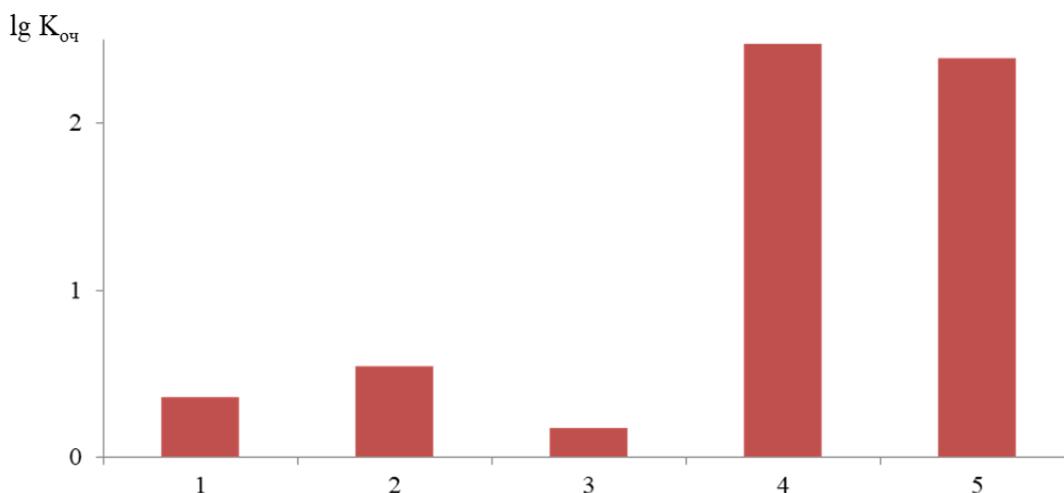


Рис. 4 - Эффективность очистки ЖРО различными комбинированными способами: 1 – коагуляция/флокуляция, 2 – перекись водорода/Fe(II), 3 – озонирование/ионный обмен, 4 – озонирование/ коагуляция/флокуляция, 5 – перманганат калия/коагуляция/флокуляция

Представленные результаты показывают, что наибольшая эффективность очистки ЖРО достигается при использовании в качестве окислителей озона и перманганата калия с последующей коагуляцией/флокуляцией, при этом суммарный коэффициент очистки достигает 245 и 300. По объемной активности радионуклидов очищенные растворы ниже уровней отнесения к ЖРО.

Заключение

Состояние плутония и америция в ЖРО сложного радиохимического состава установлено на основании данных по поведению радионуклидов в процессах ионного обмена, микро- и ультрафильтрации, центрифугирования, коагуляции и флокуляции: 95 % плутония и 60 % америция образуют псевдоколлоидные частицы с размером более 1 нм, а 5 % плутония и 40 % америция образуют моноядерные комплексы с органическими лигандами. Присутствие органических соединений существенно увеличивает стабильность содержащих радионуклиды форм по отношению к методам удаления из растворов. Показана возможность изменения состояния радионуклидов за счет разрушения комплексообразователей и ПАВ при окислении.

Экспериментально обоснован комбинированный окислительно-осадительный способ переработки ЖРО, включающий введение в раствор окислителя – перманганата калия с последующей коагуляцией и флокуляцией, что позволяет за один цикл снизить активность растворов ниже требуемого уровня.

Предложенные технологические решения реализованы при выводе из эксплуатации ПХ ОЯТ. При переработке 5,7 м³ ЖРО достигнут коэффициент очистки от радионуклидов плутония и америция 500 – 2000 и очищенные растворы по результатам радиационного контроля выведены из категории ЖРО. После кондиционирования суммарный коэффициент сокращения объема РАО составил порядка 100, что пропорционально снизило затраты на изоляцию отвержденных РАО.

ЛИТЕРАТУРА

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

1. Закон Республики Беларусь 2008 г. N 426-3 «Об использовании атомной энергии»
2. Санитарные нормы и правила «Требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при обращении с радиоактивными отходами». Утверждены постановлением Минздрава РБ от 31.12.2015 г. № 142.
3. Вывод из эксплуатации установок. Нормы безопасности МАГАТЭ № GSR Part 6, МАГАТЭ, Вена, 2015 – 52 с.
4. РБ-008-21 Рекомендации по разработке концепции вывода из эксплуатации объекта использования атомной энергии. Утверждено приказом Ростехнадзора от 30.07.2021 № 265.
5. Критерии оценки радиационного воздействия: гигиенический норматив : утв. постановлением Совета Министров Респ. Беларусь от 25.01.2021 № 37 (в ред. от 29.11.2022 № 829).
6. Ю.П. Давыдов, Д.Ю. Давыдов Формы нахождения металл-ионов (радионуклидов) в растворе / Ю.П. Давыдов, Д.Ю. Давыдов. – Минск: Беларуская навука, 2011. – 189 с.
7. Качество воды. Измерение общей альфа-активности в питьевой воде. Метод толстослойного источника : СТБ ISO 9696-2010. – Введ. 01.07.2010. – Минск : БелГИМ, 2010. – 16 с.
8. Качество воды. Общая бета-активность в питьевой воде. Метод толстослойного источника : СТБ ISO 9697-2010 . – Введ 01.01.2011. - Минск : БелГИМ, 2011. – 16 с.
9. Beneš P., Majer V. Chemistry of Aqueous Solutions: General Chemistry and Radiochemistry. Praga, Academia, 1980. 100 p.

ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ДОКУМЕНТООБОРОТА ПО ТРАНСПОРТНЫМ УПАКОВОЧНЫМ КОМПЛЕКТАМ

П. А. Быстров

ИФХЭ РАН им. А. Н. Фрумкина, Москва, Россия

эл. почта: bpeter@mail.ru

Информационно-аналитическая система контроля документооборота по транспортным упаковочным комплектам (ИАС ТУК) была разработана в рамках работы по созданию информационно-аналитической системы поддержки безопасной транспортировки ядерных материалов и обновляемой базы данных об используемых ТУК. Система предназначена для сбора информации по основным направлениям обеспечения безопасности при транспортировке, создания баз данных, аналитической обработки и представления результатов для оценки безопасности перевозок ядерных материалов по маршрутам, а также для информационной поддержки разработки мер по прогнозированию и выявлению кризисных ситуаций. Целью системы является повышение надёжности и безопасности перевозок, снижение финансовых затрат, выявление "слабых мест" на различных маршрутах, оптимизация процесса принятия управляющих решений для обеспечения гарантированной безопасности и надёжности перевозочного процесса ядерных материалов [1].

При разработке системы решались следующие задачи:

-разработка нового поколения отечественных информационно-аналитических систем мониторинга безопасности перевозок;

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

-разработка методов и алгоритмов формирования баз данных и обработки информации в ИАС на основе программных продуктов отечественной разработки;

-разработка методов и алгоритмов оценки степени риска при транспортных перевозках;

-разработка новых методов формализации и анализа информации о причинах и обстоятельствах нарушений безопасности перевозок.

Эти задачи являются актуальными и в настоящее время.

В настоящее время система ИАС ТУК - это программный комплекс для создания и пополнения базы данных о транспортных упаковочных комплектах (Информационно - Аналитическая система ИАС ТУК), с возможностью редактирования документов, который имеет производительность до 150 текстовых и графических документов в месяц (2500 листов). Объем базы данных составляет более 14 Гбайт, в нее внесены более 6000 документов, база постоянно пополняется. Система ИАС ТУК успешно работает на ряде предприятий корпорации "Росатом". Система позволяет обеспечить соответствующие службы необходимой оперативной и достоверной информацией о состоянии, количестве и местонахождении ТУК для осуществления контроля и учета ТУК. База данных ИАС ТУК построена на основе таблиц документов и предприятий.

ИАС ТУК предоставляет предприятиям следующие преимущества:

- мониторинг разрешительной документации по транспортным упаковочным комплектам для перевозок радиоактивных материалов;
- высокая производительность системы, обеспечивающая быстрое пополнение базы данных и поиск требуемых документов с возможностью просмотра и вывода на печать;
- постоянная актуальность сведений, получаемых из различных источников, гарантированное обновление информации;
- надежность системы при работе в «офф-лайн» режиме;
- обеспечение безопасности работы системы, включающей многоуровневый контроль качества регистрируемых документов, контроль доступа к функциям системы и хранимой информации.

Поскольку в последнее время особую озабоченность вызывает безопасность программного обеспечения и предпочтение отдается отечественным разработкам ПО, ИАС ТУК имеет преимущество, как полностью отечественная разработка. После установки ПО и внесения баз данных ИАС ТУК готова к работе (рис.1).

В настоящее время продолжается развитие ИАС ТУК с целью создать полноценную аналитическую систему обеспечения транспортной безопасности перевозок в атомной отрасли, используя расширенные базы данных (базы данных по инцидентам на транспорте, базы данных ОАО «РЖД» по нештатным ситуациям и состоянию путей, таблиц операционной базы данных по безопасности движения, по ДТП на железнодорожных переездах и иные). Огромные возможности открываются с использованием технологий искусственного интеллекта и цифрового двойника, что позволяет решать поставленные проблемы [1] на новом технологическом уровне.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

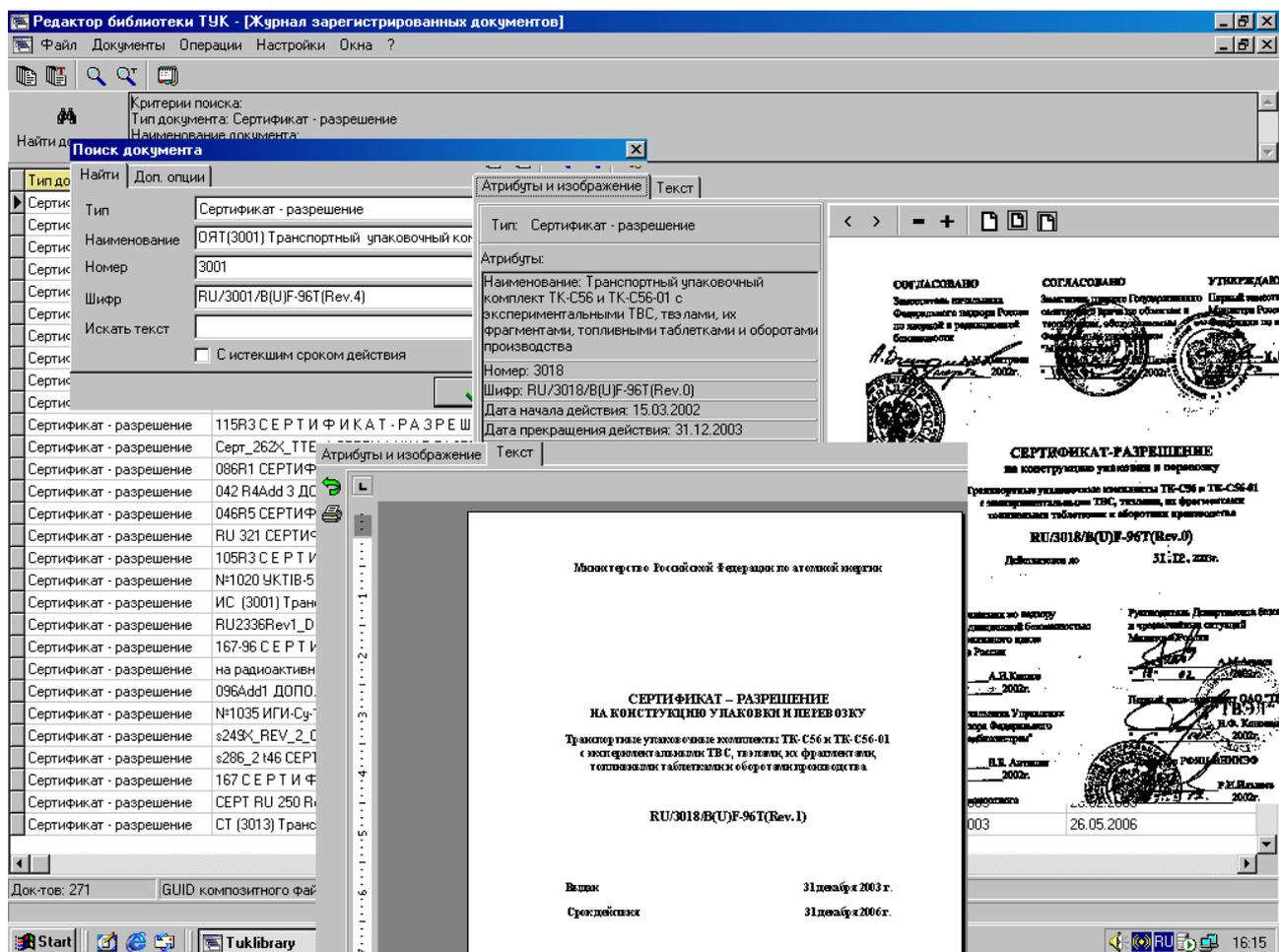


Рис. 1- ПО ИАС ТУК: работа с журналами зарегистрированных документов

ЛИТЕРАТУРА:

1. Агапов А.С., Бучельников А.С., Вагин А.С., Викентьев А.В., Михеев В.А., Полуэктов С.И. Информационно-аналитическая система транспортировки опасных грузов // *Труды Международной научно-технической конференции «Экстремальная робототехника и комплексные системы управления» (ER&CSU-2020)*. — СПб.: ЦНИИ РТК, 2020. — С. 218-222.

ТЕХНОЛОГИЯ И ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ УСТАНОВКИ ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ КОРОТКОЖИВУЩЕЙ ФРАКЦИИ ВАО

О. Ю. Стегачева, М. В. Васильева, Д. И. Павлов, В. В. Ирошников

Санкт-Петербургский филиал АО КИС «ИСТОК» - «ГИ «ВНИПИЭТ»,

Санкт-Петербург, Россия

*эл. почта: OYStegacheva@rosatom.ru, MaValVasilyeva@rosatom.ru,
DmIgoPavlov@rosatom.ru, VVaIroshnikov@rosatom.ru*

ВВЕДЕНИЕ

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

В настоящей работе представлены научно-технические аспекты создания опытно-промышленной установки, расположение которой планируется на ФГУП «ГХК» для выделения короткоживущей фракции из высокоактивных рафинатов после переработки ОЯТ реакторов ВВЭР-1000. Представлены общие данные по технологии выделения короткоживущей фракции, способам её отверждения, технологиям обращения с вторичными РАО, технологическим связям опытно-промышленной установки с опытно-демонстрационным центром по переработке ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 (ОДЦ).

Создание опытно-промышленной установки реализуется в рамках продуктового направления «Сбалансированный ЯТЦ» (СБЯТЦ) [1] и сопряжено с выполнением следующих задач:

- выделение короткоживущей (цезий-стронциевой) фракции ВАО (КФ ВАО) с помощью краун-эфиров или хлорированного дикарболлида кобальта (ХДК) [2] из рафинатов растворённого в азотной кислоте ОЯТ;
- остекловывание КФ ВАО;
- хранение КФ ВАО до спада тепловыделения на территории РФ;
- передача КФ ВАО в страны-потребители услуг СБЯТЦ;
- захоронение КФ ВАО в странах-потребителях услуг в среднеглубинном ПЗРО.

Реализация направления предполагает возврат заказчику высокоактивных отходов в виде отвержденной «короткоживущей» фракции жидких ВАО, образовавшихся в результате переработки отработанного ядерного топлива, по характеристикам своим, позволяющее исключить необходимость захоронения отходов в глубоких геологических формациях. Этим требованиям удовлетворяет часть РАО, содержащая преимущественно короткоживущие радионуклиды, в состав которой должны входить изотопы цезия и стронция.

Особенностью технологического процесса выделения короткоживущей фракции ВАО является высокая активность продуктов, что обуславливает определение необходимой толщины биологической защиты и дистанционных средств управления технологическим оборудованием для обеспечения защиты персонала от ионизирующего излучения.

На выбор компоновок объекта влияют различные факторы, среди них:

- необходимая биологическая защита;
- строительные объемы;
- требования к дезактивации для ремонта оборудования в помещениях 1 зоны и объемы вторичных ЖРО, образующихся в результате дезактивации.

Выбранный вариант размещения оборудования – размещение каждой единицы оборудования в отдельном помещении, обеспечивает безопасность при эксплуатации объекта, а также значительно снижает объемы вторичных ЖРО, несмотря на увеличение строительных объемов и является более оптимальным.

ОСНОВНАЯ ЧАСТЬ

При проектировании ОПУ проведен анализ двух различных компоновочных решений оборудования и влияния данных решений на безопасность и объем строительных материалов, а также объём вторичных ЖРО, образующихся при дезактивации оборудования:

1. Размещение нескольких единиц оборудования в одном помещении, что приведет к уменьшению строительных объемов, но увеличению вторичных ЖРО.
2. Размещение каждой единицы оборудования в отдельном помещении, что приведет к увеличению строительных объемов, но сокращению вторичных ЖРО.

Вариант размещения каждой единицы оборудования в отдельном помещении также позволяет:

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

- продолжать эксплуатацию оборудования при нарушениях нормальной эксплуатации, не останавливая технологический процесс;
- проводить ремонтные работы при нормальной эксплуатации;
- уменьшить аварийные выбросы.

Исходным раствором для наработки короткоживущей фракции являлся упаренный рафинат от переработки ОЯТ реактора ВВЭР-1000. На рисунках 1 – 2 приведены два варианта размещения оборудования на примере емкостей с поступающей на остекловывание короткоживущей фракцией.

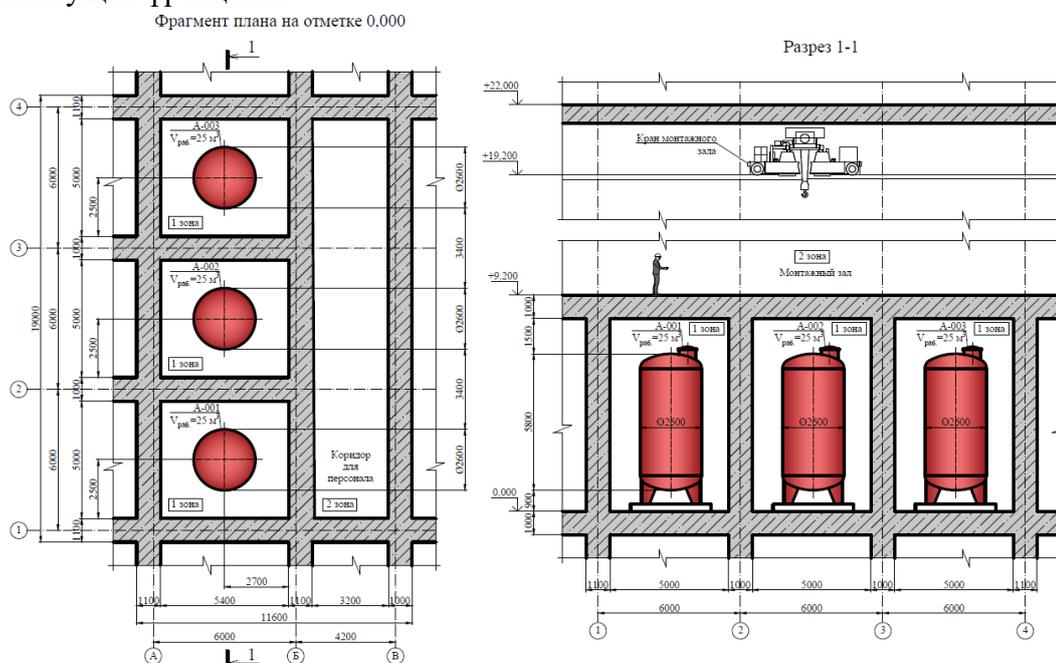


Рис. 1 - Размещение нескольких единиц оборудования в одном помещении

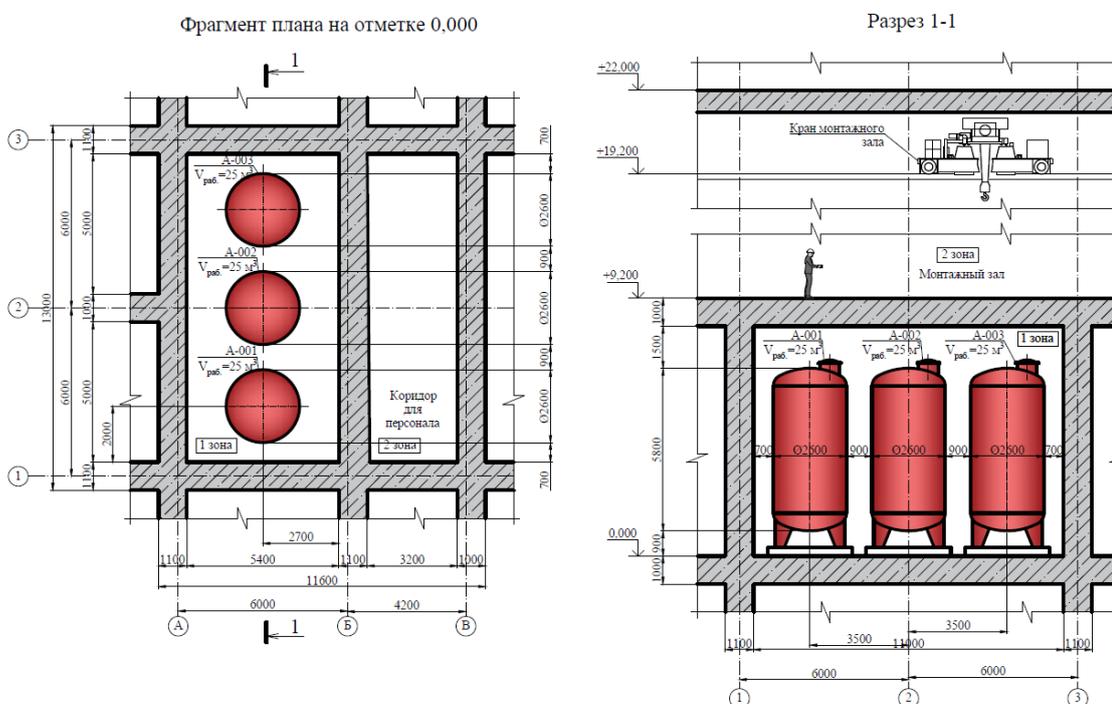


Рис. 2 - Размещение единиц оборудования в отдельных помещениях

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

В качестве источников ионизирующего излучения рассмотрено три емкости с поступающей на остекловывание короткоживущей фракцией. Удельная активность цезий-стронциевой фракции принята порядка 10^{12} Бк/кг. Объем каждой емкости принят 25 м^3 .

Для расчётов уровней гамма-излучения от источника за радиационной защитой использовалась расчётная программа MCNP4B, основанная на методе Монте-Карло [3]. Расчётная программа MCNP4B позволяет детально в трехмерной геометрии моделировать рассматриваемую систему, а также, позволяет с достаточной точностью во всем диапазоне рассматриваемых энергий фотонов учитывать все основные процессы взаимодействия излучения с веществом.

Мощность дозы была рассчитана как на поверхности защиты, так и на расстоянии от нее консервативно по оси центральной емкости посередине высоты. Результаты расчета необходимой толщины стен представлены в таблице 1.

Таблица 1 – Результаты расчета необходимой толщины стен представлены в таблице 1

Вариант компоновочных решений	Рассматриваемая защита***, м	Необходимая толщина защиты	Мощность дозы, мкЗв/ч	
			0,1 м от защиты	0,5 м от защиты
Каждый аппарат в отдельном каньоне	Стена между 1 и 2 зонами	1100	7,0	5,8
	Стены между каньонами*	1000	50	35**
Все аппараты в одном каньоне	Стена между 1 и 2 зонами	1100	9,0	7,7

* МД рассчитана консервативно при проведении ремонтных работ в центральном каньоне, суммированием МД от ИИИ в двух соседних каньонах.
 ** МД рассчитана консервативно в центре помещения.
 *** Мощность дозы от одной емкости с исходным раствором составляет $3,1\text{E}+05$ мЗв/ч и $2,0\text{E}+05$ мЗв/ч на расстоянии 0,1 и 0,5 м от емкости соответственно.

Вариант размещения каждой единицы оборудования в отдельном каньоне приводит к увеличению строительных объемов за счет необходимости защиты между каньонами и увеличения занимаемой площади. Однако в отличие от варианта размещения всех аппаратов в одном каньоне, в случае размещения аппаратов в отдельных каньонах, снижаются объемы и стоимость ремонтной вентиляции и возможно проведение ремонтных и планово-предупредительных работ без остановки технологического процесса, а также при нарушениях нормальной эксплуатации уменьшаются аварийные выбросы.

Для улучшения радиационной обстановки при проведении ремонтных работ и планово-предупредительного ремонта требуется дезактивация оборудования, вследствие чего образуются вторичные ЖРО.

В данной работе рассмотрена дезактивация оборудования наливом, которая включает в себя дезактивацию кислотным и щелочным растворами, а также водой. При расчете активности ЖРО принимались отложения толщиной 1 мм на стенах и днище оборудования. В таблице 2 приведено сравнение строительных объемов и объемов ЖРО.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Таблица 2 – Сравнение строительных объемов и объемов ЖРО

Параметр	Характеристики	
	Вариант 1	Вариант 2
Суммарный объем емкостного оборудования, м ³	25	75
Строительный объем, м ³	4850	3150
Объем и активность растворов после дезактивации	75 м ³ / 1,75E+06 Бк/г (1 цикл)	225 / 1,75E+06 Бк/г (1 цикл)
	75 м ³ / 1,75E+05 Бк/г (2 цикл)	225 / 1,75E+05 Бк/г (2 цикл)
	75 м ³ / 1,75E+04 Бк/г (3 цикл)	225 / 1,75E+04 Бк/г (3 цикл)
	Всего 225 м ³ ЖРО	Всего 675 м ³ ЖРО

После дезактивации образуются вторичные ЖРО, для которых предполагаются следующие операции по переработке и кондиционированию:

- упаривание ЖРО с активностью менее 10⁶ Бк/кг;
- цементирование ЖРО с активностью порядка 10⁶ Бк/г;
- контейнеризация ЖРО (формируются упаковки класса 3 на основе контейнера типа НЗК);
- отправка на захоронение.

Для анализа технико-экономических показателей строительной части и части обращения с ЖРО принималась стоимость согласно данным [4,5]. В таблице 3 приведен анализ технико-экономических показателей для двух вариантов размещения оборудования.

Таблица 3 – Анализ технико-экономических показателей

Параметр	Характеристики	
	Вариант 1	Вариант 2
Строительный объем, м ³	4 850	3 150
Оценочные затраты на строительную часть, тыс. руб. (в ценах 2025 г)	15 700	10 100
Объем вторичных ЖРО, м ³	225	675
Стоимость переработки, кондиционирования и передачи на захоронение вторичных РАО за период ППР, тыс. руб. (в ценах 2025 г)	94 900	284 700

Вариант размещения каждого аппарата в отдельном каньоне значительно снижает стоимость обращения с вторичными ЖРО и является наиболее выгодным при анализе технико-экономических показателей.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

ВЫВОДЫ

Вариант компоновочных решений при котором каждая единица оборудования размещается в отдельном помещении (каньоне), несмотря на увеличение занимаемого строительного объема, является более оптимальным по следующим причинам:

- снижает объемы вторичных ЖРО;
- обеспечивает безопасность персонала при эксплуатации (проведении ремонтных и планово-предупредительных работ) в рассмотренных помещениях отделения;
- позволяет продолжить эксплуатацию отделения при ликвидации последствий ННЭ;
- уменьшает аварийные выбросы;
- снижает объемы и стоимость ремонтной вентиляции.

ЛИТЕРАТУРА

1. Гусаков-Станюкович И.В. Сбалансированный ЯТЦ. Новый бренд на рынке заключительной стадии ЯТЦ // СПб: AtomInfo.Ru, 19.09.2022.
2. Кащеев В.А., Логунов М.В., Шадрин А.Ю., Рыкунова А.А., Шмидт О.В. Стратегия фракционирования ВАО от переработки ОЯТ // Развитие Единой государственной системы обращения с РАО. – Москва: Радиоактивные отходы, 2022. – С. 6-16.
3. Программа МСНР4В с библиотекой констант DLC189/MCNPDAT. Регистрационный номер ПС в ЦОЭП при РНЦ КИ № 549, паспорт аттестации ПС № 236.
4. Д.Ф. Ильясов, А.Ю. Иванов и др. Сравнительный анализ стоимости операций по обращению с РАО. – Москва: Радиоактивные отходы №4 (13), 2020.
5. Тарифы на захоронение радиоактивных отходов на период с 2023 по 2027 годы. <https://www.norao.ru/about/tarify/>

ОЦЕНКА ИЗМЕНЕНИЙ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ НА ОБЪЕКТАХ ЗЯТЦ ПРИ ПОНИЖЕНИИ ТРЕБОВАНИЙ К ОЧИСТКЕ ОЯТ

Д. И. Сирадегян, Г. Н. Власкин, Ю. С. Хомяков

АО «Прорыв», Москва, Россия

эл. почта: DISiradegyan@rosatom.ru

Количество облученных тепловыделяющих сборок ядерных реакторов постоянно возрастает. Выгруженное из реакторов облученное ядерное топливо (ОЯТ) содержит не только радиоактивные отходы, но и делящиеся изотопы урана и плутония, которые после их выделения из ОЯТ могут быть повторно использованы для производства ядерного топлива. ОЯТ из обычных реакторов подвергается гидрометаллургической переработке. В тоже время, чтобы переработать водными методами отработавшее ядерное топливо реакторов на быстрых нейтронах необходимо, в связи с высокой радиоактивностью, выдерживать топливо в течение 5-7 лет, что экономически невыгодно. Поэтому в ходе проектного направления «Прорыв» рассматривают для переработки ОЯТ быстрых реакторов использовать пирохимические технологии [1], основанные на растворении ОЯТ в расплавленных солях – хлоридов лития, калия и их смеси. Однако у пирохимических методов переработки отработавшего ядерного топлива есть существенный недостаток, по сравнению с водными

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

методами – небольшая эффективность очистки топлива от продуктов деления (ПД). Усредненный коэффициент очистки (КО) от ПД при рафинировании ОЯТ в солевых расплавах равен ~ 100 [2], в то же время для гидрометаллургической переработки он равен $\sim 10^6$.

На сегодняшний день требования к очистке ОЯТ являются радикальными. Разработанные в прошлом оборонные технологии обязывали, опираясь на действующие нормативные документы [3,4], проектировать модуль переработки так, чтобы достичь максимально возможное удаление продуктов деления и продуктов распада (ПР) из уран-плутониевой смеси. Данное правило отразилось и на производстве топлива для ядерных реакторов, поэтому существующие заводы по фабрикации работают только с «чистыми» материалами. Описанные требования также были учтены при разработке технологии переработки смешанного уран-плутониевого топлива РУ БРЕСТ-ОД-300, в котором для достижения необходимой степени очистки ядерного топлива была рассмотрена комбинированная переработка [5]. В то же время в проектом направлении «ПРОРЫВ» ведутся разработки по внедрению «безлюдного» производства на атомных объектах IV поколения [6]. С учетом разработки дистанционных роботизированных технологий фабрикации ядерного топлива, а также факта, что ядерные реакторы не требуют для работы абсолютно «чистого» топлива, существующие требования к чистоте регенерированных материалов для изготовления ядерного топлива могут оказаться завышенными. В данной работе проводится оценка радиационных полей и дозовых нагрузок при рециклировании ядерного топлива из материалов различной степени очистки.

Оценка влияния присутствия продуктов деления в «свежем» топливе на физику реактора на быстрых нейтронах

Шлакование реактора — это накопление стабильных или долгоживущих продуктов деления, обладающих высоким сечением поглощения нейтронов, что приводит к снижению реактивности реактора. Данная проблема очень остро сказывается на реактивности в тепловых реакторах. Такие изотопы, как технеций-99, неодим-143, прометий-147 и др. обладают высоким сечением захвата нейтронов в тепловой области. Однако в реакторах на быстрых нейтронах этот эффект менее выражен. Быстрые нейтроны (с энергией ~ 100 кэВ – 1 МэВ) имеют существенно меньшее сечение захвата по сравнению с тепловыми нейтронами, поэтому, по теории, нахождение продуктов деления в топливе не должно сильно сказываться на физике и параметрах активной зоны. Однако некоторые изотопы из продуктов деления все так же способны поглощать нейтроны, хоть и не в таких количествах как в тепловых реакторах, и поэтому в данной работе предлагается определить влияние продуктов деления на параметры активной зоны быстрого реактора, а также оценить минимальные коэффициенты очистки, которые стоит рассматривать при расчете радиационной обстановки.

Для расчёта макросечений изотопов была выбрана модель тепловыделяющей сборки (ТВС) с таблеточным МОКС-топливом реактора на быстрых нейтронах. Для стартовой загрузки использовался равновесный изотопный состав рецеклируемого топлива с добавлением МА.

Моделирование выгорания топлива в реакторе проводилось для глубины 12% т.а.

Результаты расчетов продемонстрированы на рисунке 1, на котором изображена круговая гистограмма относительного вклада элементов в поглощение осколками деления.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

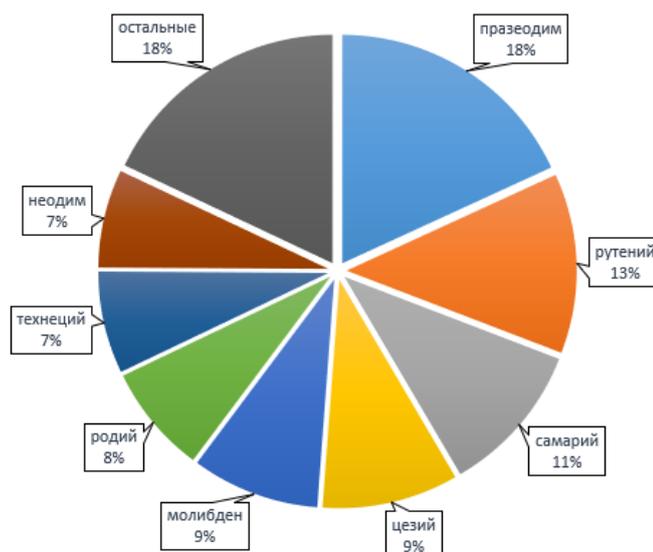


Рис. 1 – Круговая гистограмма относительного вклада химических элементов в поглощение осколками деления

Как видно из рисунка 1 самыми главными поглотителями, чей вклад превышает 5%, являются празеодим, рутений, самарий, цезий, молибден, родий, технеций и неодим. Полный вклад осколка деления в поглощение для 12% выгорания равен примерно 9%.

В облученном ядерном топливе фотонное излучение является основным источником радиации. Для того, чтобы определить какие именно элементы образуют излучение, был проанализирован вклад изотопов в тепловыделение гамма-квантами и собрана гистограмма, изображенная на рисунке 2. На ней изображены элементы, чей вклад превышает 1%.

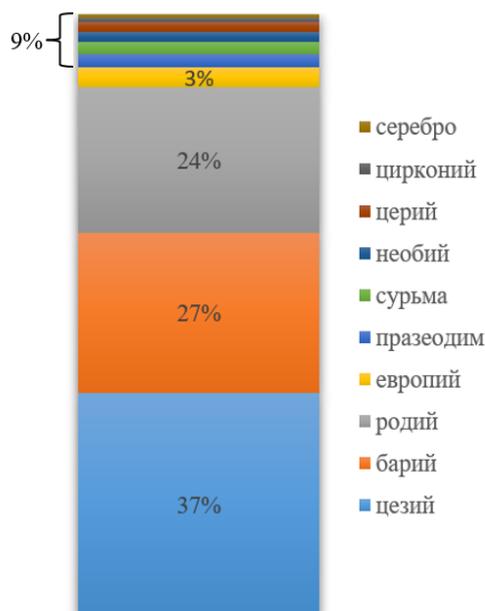


Рис. 2 – Гистограмма относительного вклада химических элементов в гамма-тепловыделение

Сравнив гистограммы на рисунках 1 и 2, можно определить какие элементы одновременно являются сильными поглотителями и излучателями радиации. Таких

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

элементов всего 3: цезий, родий и празеодим. Соответственно для них коэффициенты очистки будут наибольшими.

В рамках данного исследования минимальный запас реактивности оценивается на основе чувствительности реактивности к осколкам деления. В тоже время принято во внимание, что к запасу реактивности в настоящее время предъявляются повышенные требования с точки зрения ограничения его величины, а также минимизации неопределенностей и факторов, приводящих к его увеличению.

В данном исследовании чувствительность запаса реактивности к содержанию продуктов деления в рефабрицированном топливе была приблизительно оценена в $0,1\% \Delta k/k$ на каждый 1% от их содержания в ОЯТ. Критерием для оценки необходимой степени очистки послужило изменение реактивности на $0,05\% \Delta k/k$, что эквивалентно присутствию 0,5% продуктов деления от их исходного количества в ОЯТ. Для определения коэффициентов очистки конкретных элементов был проведен индивидуальный анализ каждого из них, при котором их вклад в поглощение нейтронов снижен до такого уровня, чтобы суммарное сечение поглощения всех продуктов деления в рециклируемом топливе не превышало 0,5% от сечения в облученном топливе.

Таким образом были оценены минимальные коэффициенты очистки ядерного топлива от продуктов деления $KO_{\text{мин}}$, которые приводятся в таблице 1

Таблица 1 – Минимальные коэффициенты очистки от продуктов деления.

Элемент	$KO_{\text{мин}}$
Празеодим	1000
Цезий	500
Родий	500
Остальные	~100

Оценка радиационной обстановки

Для проведения оценок была рассмотрена упрощённая модель цилиндрического сосуда в простой геометрии, которая представляет из себя примерную форму основных аппаратов, встречающихся на переработке и производстве ядерного топлива. Расчетная модель состоит из двух тел: «источника» и «оболочки». «Источник»: цилиндр высотой равной высоте слоя излучающего материала, и диаметром, рассчитанным, исходя из массы материала и его плотности. «Оболочка»: - пустотелый стальной цилиндр, окружающий «источник».

В качестве «источника» был рассмотрен вариант рециклированного топлива с выжиганием собственных МА. Изотопный состав МА принят для среднего выгорания 8%. Использовался обедненный уран. Обогащение по плутонию было принято 20%. В состав «источника» были введены осколки деления в количестве, соответствующим доле, согласно $KO \sim 10^6$, $\sim 10^3$ и $KO_{\text{мин}}$, от их количества в отработавшем топливе с выгоранием 8% и выдержкой ОЯТ 2 года. Для сравнения также было рассмотрено топливо без МА.

Расчеты по определению мощности эквивалентной дозы (МЭД) были проведены с помощью программного комплекса (ПК) SCALE. По исходным моделям была рассчитана интенсивность источника ионизирующего излучения (ИИИ) модулем ORIGEN, входящего в состав ПК. Полученные спектры ИИИ использовались в расчете переноса излучения методом Монте-Карло с помощью программы MONACO с использованием библиотек констант ENDF/B-VII.

В таблице 2 представлены результаты относительного увеличения МЭД фотонного и нейтронного излучения на половине высоты «источника» модели на расстояниях 10, 20, 50,

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

100 см от центра «источника». В качестве базиса было выбрано фотонное излучение от топлива без ПД и МА.

Таблица 2 – Относительное увеличение мощности дозы в среднем сечении на различных расстояниях от центра «источника»

Состав топливной смеси	Коэфф. очистки	Фотонное излучение				Нейтронное излучения			
		10 см	20 см	50 см	100 см	10 см	20 см	50 см	100 см
(U+Pu)O ₂	~10 ⁶	1	1	1	1	4	4	3	2
	~10 ³	956	911	942	690				
	КО _{мин}	8600	8272	8540	6250				
(U+Pu+Np+Am)O ₂	~10 ⁶	26	25	26	19	5	4	2	3
	~10 ³	946	911	942	690				
	КО _{мин}	8549	8272	8560	6250				

При высоких коэффициентах очистки на мощность дозы фотонного излучения существенную роль оказывают минорные актиниды, в том числе заметным оказывается вклад продуктов распада урана-232 и америция-242m, которые накапливаются в топливе при рециклировании МА. Уровень мощности дозы нейтронного излучения в смеси без МА не сильно превышает фотонное, и считается равнозначным ему. При включении МА в топливо мощность дозы гамма-излучения возрастает в ~25 раз и становится доминирующей. В результате этого дозовая нагрузка возрастает в ~10 раз.

При снижении степени очистки от продуктов деления до КО_{мин}, мощность дозы определяется гамма-излучением продуктов деления и увеличивается в ~300 раз для композиций с МА, и на три и более порядка (~7000 раз) – для уран-плутониевой фракции без МА.

Дозовая нагрузка на персонал МФР во время проведения ручных операций

Процесс фабрикации/рефабрикации топлива в большей степени автоматизирован и не требует при штатной работе присутствия человека, однако для ремонтных работ не предусмотрена полная роботизация и автоматизация, из-за чего возникает необходимость ручных операций, проводимых человеком. Чтобы оценить возможную дозовую нагрузку на персонал при проведении таких работ, предложен расчет радиационной обстановки на примере операции по смене пресс-инструмента.

По прототипу пресс-инструмента, поставленного на АО «СХК» для изготовления таблеток СНУП-топлива[7], была разработана расчетная модель, изображенная на рисунке 3, с 4-мя потенциальными источниками ионизирующего излучения:

1. «Стакан с пресс-порошком» – остатки целевого продукта в установке;
2. «Внутренняя стенка бокса» – пресс-порошок в виде пыли;
3. «Поверхность столешницы пресса» – просыпи пресс-порошка, равномерно разбросанного по поверхности стального стола;
4. «Фильтр».

В качестве источника был выбран пресс-порошок СНУП-топлива с обогащением по плутонию 14% и изотопным составом, который соответствует регенерированному топливу с рециклом собственных МА для среднего выгорания 12%. В состав ИИИ введены осколки деления в количестве, соответствующим доле осколков деления от их количества в отработавшем топливе с выгоранием 12% и выдержкой ОЯТ 2 года при КО: ~10³, ~10⁶, КО_{мин}.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

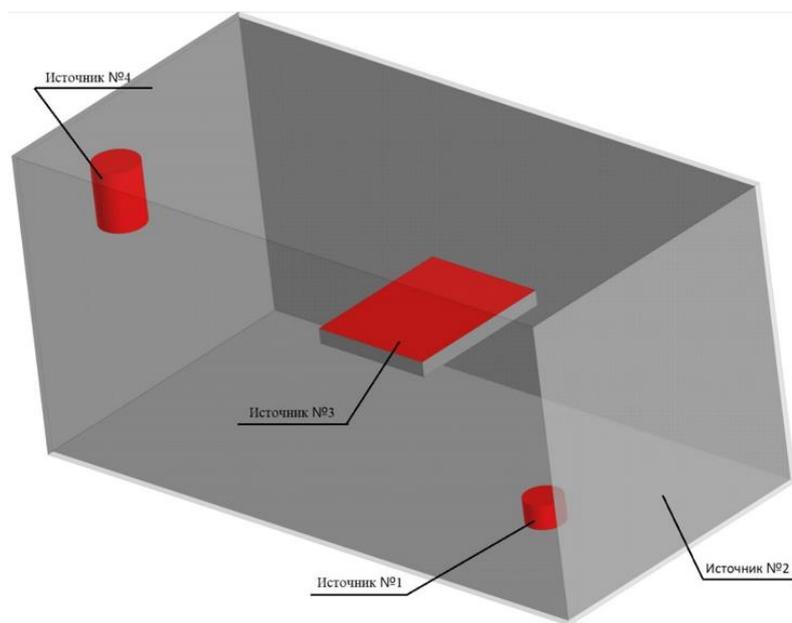


Рис. 3 – Перчаточный бокс с пресс-инструментом

Для оценки было выбрано следующее расположение детекторов, изображенное на рисунке 4:

- детектор А – положение рук сотрудника при удалении стакана пресс порошка и чистки просыпей. Расположен на высоте 25 см и на расстоянии 20 см от ближайшей внутренней стенки бокса;
- детектор Б – положение сотрудника при удалении стакана пресс порошка и чистки просыпей. Расположен на высоте 25 см и на расстоянии 20 см от ближайшей внешней стенки бокса;
- детектор В – положение рук сотрудника при удалении фильтра. Расположен на высоте 75 см и на расстоянии 20 см от боковой внутренней стенки бокса;
- детектор Г – положение сотрудника при удалении фильтра. Расположен на высоте 75 см и на расстоянии 20 см от боковой внешней стенки бокса.

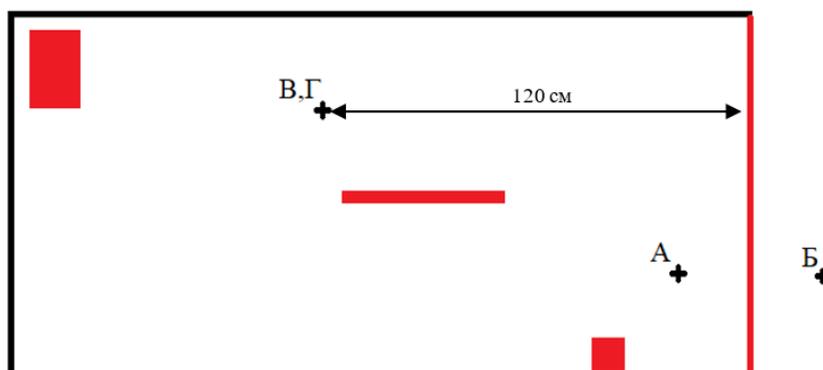


Рис. 4 – Расположение точечных детекторов внутри/вне бокса (вид слева).

По результатам расчета был определен вклад в дозовую нагрузку на детекторах от каждого источника. Для топлива с глубокой очисткой он представлен на рисунке 5. Расчеты показали, что самым слабым источником в боксе является радиоактивная пыль, которая накопилась в фильтре, а самым сильным – остатки целевого продукта в стакане.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

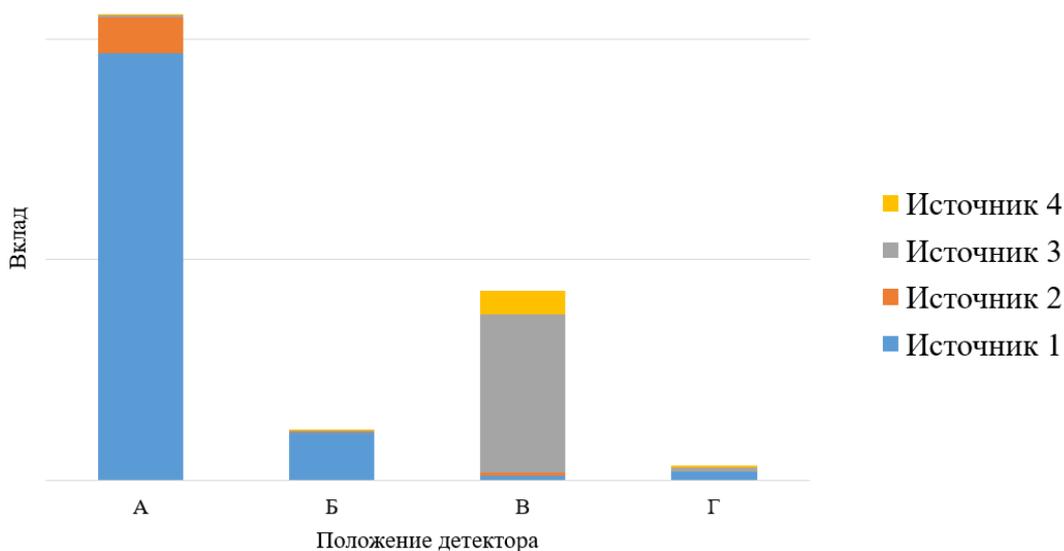


Рис. 5 – Гистограмма вклада источников в мощность дозы на детекторах

В таблице 3 приводится относительное увеличение мощности дозы на детекторах при уменьшении степени очистки топлива.

Таблица 3 – Относительное увеличение мощности дозы на детекторах при уменьшении степени очистки топлива

Коэффициент очистки	Детектор А	Детектор Б	Детектор В	Детектор Г
10^6	1	1	1	1
10^3	53	68	6	56
$KO_{\text{мин}}$	431	549	41	455

Исходя из результатов, видно, что присутствие в боксе большого количества пресс-порошка увеличивает дозовую нагрузку во время смены пресс-инструмента примерно на порядок. Мощность дозы увеличивается ~ в 50 раз и в 500 раз при уменьшении КО до 10^3 и до минимальных соответственно.

Результаты работы

Для проведения оценки радиационной обстановки была рассчитана цилиндрическая модель «источника» с «оболочкой». В целом можно отметить, что снижение очистки уран-плутониевой компоненты топлива без МА от продуктов деления до уровня, представленных в таблице 1, может привести к возрастанию мощности дозы от ионизирующего излучения примерно на три порядка, а по отношению к композиции с МА – примерно на два порядка.

В итоге, даже при постоянной работе оборудования в поле с мощностью ~2 Зв/час за 60 лет накопленная доза на конструкторских материалах составит порядка 1 МГр [8], что позволяет надеяться на возможность обеспечения работы роботизированных производств даже при сниженных коэффициентах очистки.

Для рассмотрения возможности уменьшения степени очистки свежего топлива для автоматизированного, но не роботизированного, модуля фабрикации топлива была оценена дозовая нагрузка на персонал во время ручных операций. Для проведения оценки была рассмотрена операция смена пресс-инструмента. Была создана и рассчитана упрощенная

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

модель бокса с пресс-инструментом. Результаты расчетов предназначены для дальнейшего анализа специалистами по рефабрикации топлива и переработки ОЯТ.

Для показательности результатов в таблице 4 представлен оценочный подсчет предельного количества операций смены пресс-инструмента в год, при максимальной дозовой нагрузке в 50 мЗв/год, в случае, если разделить процесс смены пресс-инструмента на 3 операции по 20 минут: удаление пресс-порошка из бункера, удаление просыпей, удаление фильтра.

Таблица 4 – Предельное количество операции смены пресс-инструмента в год при различных КО

Коэффициент очистки	С учетом удаления пресс-порошка, просыпей, фильтра	С учетом удаление просыпей, фильтра*
КО _{мин}	~ 2	~ 40
10 ³	~ 20	~ 300
10 ⁶	~ 1000	~ 3000
* – пресс-порошок удалили до начала ручных операций с помощью автоматики или роботов		

По значениям из таблицы 4 можно отметить, что наличие высокоактивного источника в виде остатков пресс-порошка ограничивает возможность уменьшения требований к коэффициентам очистки, и чтобы ввести смягчённые требования к КО, необходимы новые технологические решения для увеличения радиационной безопасности на производстве.

ЛИТЕРАТУРА

1. Зеленая книга ядерной энергетики / под ред. Е.О. Адамова. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2024. – 232 с.
2. Технология гидрометаллургической и комбинированной переработки СНУП и МОКС ОЯТ БР / А.Ю. Шадрин, К.Н. Двоглазов, В.А. Кашеев, Ю.С. Мочалов, А.Г. Тереньтев, М.Н. Герасименко, С.А. Чешуяков / Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах: материалы отраслевой конференции (11–12 октября 2018 г., Томск).
3. Романович И. К. и др. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010). – 2010.
4. RaC R. A. R. B., ThC T. B. НОРМЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НРБ-99/2009 / Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6. 1.2523-09 //персонал. – Т. 4. – С. 1.
5. Шадрин А. Ю. и др. РН-процесс-технология переработки смешанного уран-плутониевого топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 //Радиохимия. – 2016. – Т. 58. – №. 3. – С. 234-241.
6. Роботы «прорываются» в Северск: все о безлюдном производстве на атомном объекте поколения IV // СТРАНА РОСАТОМ, 2025 – URL: <https://strana-rosatom.ru/2025/03/31/roboty-proryvajutsya-v-seversk-vse-o/>
7. Комплекс оборудования для прессования таблеток смешанного нитридного уран-плутониевого топлива // АО НПФ «Сосны» – URL: <https://sosny.ru/kompleks-oborudovaniya-dlya-pressovaniya-tabletok-smeshannogo-nitridnogo-uran-plutoniievogo-topliva.html>
8. Воеводин В. Н., Неклюдов И. М. Проблемы радиационной стойкости конструкционных материалов ядерной энергетики //Вестник Харьковского университета. – 2006. – №. 746. – С. 3.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

ПРОБЛЕМЫ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ РВ В ОЯТ НА АЭС

А. Е. Берсенева

*Филиал АО "Концерн Росэнергоатом" "Нововоронежская атомная станция",
Нововоронеж, Россия*

эл. почта: BersenevaAE@nvnpp1.rosenergoatom.ru

1. Требования нормативных документов различного уровня по учету радиоактивных веществ (РВ) в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ) на атомных электростанциях (АЭС):

Согласно постановлению Правительства РФ «О порядке организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов» № 542, утв. 15.06.2016 г. радиоактивные вещества, содержащиеся в отработавшем ядерном топливе, являются объектами государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.

Согласно НП-067 учету и контролю (УиК) в системе УиК РВ подлежат РВ и ЯМ, не подлежащие учету в системе государственного УиК ЯМ, в ядерном топливе, облученном в ядерном реакторе и выгруженном в место хранения вне активной зоны реактора, в том числе в отработавшем ядерном топливе. В то же время требования НП-067 не распространяются на ЯМ, подлежащие учету в системе государственного УиК ЯМ.

Учетными единицами в случае учета РВ в ОЯТ являются облученные в активной зоне ядерного реактора и выгруженные в хранилище или место хранения вне активной зоны реактора тепловыделяющие сборки ядерного реактора (ОТВС), имеющие индивидуальный номер.

Согласно документу «Учет и контроль радиоактивных веществ и радиоактивных отходов. Положение»: учетными единицами РВ и РАО (радиоактивных отходов) для РВ в ядерном топливе являются облученные в активной зоне ядерного реактора и выгруженные в хранилище или в место хранения вне активной зоны реактора:

- ОТВС, имеющие индивидуальный номер;
- отдельный топливный элемент (ТВЭЛ), имеющий индивидуальный номер;
- фрагменты ОТВС, пучок ТВЭЛов, отдельные части ТВЭЛов или измельченные части ТВЭЛов, находящиеся в опломбированной таре (упаковке, пенале), имеющей индивидуальный номер, либо в неопломбированной таре (упаковке, пенале), имеющей индивидуальный номер, из которой указанные изделия не могут быть извлечены без нарушения целостности такой неопломбированной тары (упаковки, пенала).

Определение содержания и постановка на учет РВ (суммарной массы и активности) в ОЯТ производится на основании расчетов после выгрузки из активной зоны ядерного реактора, при хранении ядерного топлива (не реже 1 раза в 12 месяцев при подготовке к инвентаризации), передачах между организациями.

Таким образом, ОЯТ в виде ОТВС подлежит учету в системе государственного учета и контроля ЯМ и в системе государственного учета и контроля РВ и РАО. Учет ОЯТ в системе государственного учета и контроля РВ и РАО осуществляется с целью прогнозирования количества РАО при последующей переработке ОЯТ или их захоронении.

2. Учет РВ в ОЯТ на АЭС

С целью учета ОЯТ в системе государственного учета и контроля РВ и РАО ведутся «Журналы учета РВ в ОЯТ», которые отвечают требованиям Приложения № 12 к НП-067, т.е. с указанием суммарной активности в учетной единице (Бк), которой является ОТВС.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Для учета и контроля РВ, содержащихся в ядерном топливе, а именно расчета суммарной активности и времени работы тепловыделяющей сборки (эфф.сут), персоналом отдела ядерной безопасности и надежности Нововоронежской АЭС используются расчетные методы, реализованные в аттестованном программном средстве SFuel в составе комплекса программ «КАСКАД» в соответствии с документом «Выполнение расчетов содержания учитываемых изотопов ядерных материалов и активности радионуклидов в облученных тепловыделяющих сборках. Методические указания» МУ 1.1.4.01.1955.

Программное средство SFUEL в составе комплекса программ «КАСКАД» обеспечивает возможность определения средних по ОТВС значений суммарной активности ОЯТ и активности отдельных продуктов деления.

Во исполнение приказа госкорпорации «Росатом» от 7 декабря 2020 г. N 1/13-НПА «Об утверждении форм отчетов ...» должны предоставляться отчеты по Форме 2.4 (Постановка на учет и снятие с учета радиоактивных веществ, содержащихся в отработавшем ядерном топливе, за отчетный год) и Форме 2.5 (Наличие радиоактивных веществ, содержащихся в отработавшем ядерном топливе, в пунктах хранения на конец отчетного года).

Информация в данных Формах также предоставляется по массе ОЯТ (т), количеству ОТВС (шт.) и суммарной активности ОЯТ (Бк).

Таким образом, учет РВ в ОЯТ на АЭС ведется по массе ОЯТ и его суммарной активности, что полностью отвечает требованиям, представленным в документах, указанных выше.

3. Проблемы учета РВ в ОЯТ на АЭС

Ввиду того, что АЭС подлежит проверкам Ростехнадзора (проверкам системы УиК РВ и РАО в организации), а также комплексным проверкам при осуществлении постоянного государственного надзора, необходимо обратиться к следующим документам, непосредственно разработанным Ростехнадзором:

1) Методические рекомендации по проверке выполнения федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов», утвержденные приказом Ростехнадзора №457 от 24.09.2018 (далее- Методические рекомендации), требования которых гласят:

- в пункте 8 Методических рекомендаций сказано, что при проверке п.9 НП-067 учитывается, что РВ, содержащиеся в ОЯТ, учитываются в системе государственного УиК РВ и РАО только по массе и активности, при этом уран и плутоний, содержащийся в ОЯТ, подлежат учету в системе государственного УиК ЯМ, а нуклиды уран-233, нептуний-237, америций-241, 243, калифорний-252 до момента выделения из ОЯТ (плутонийсодержащих продуктов) должны находиться на учете в системе государственного УиК РВ и РАО.

- в пункте 17 Методических рекомендаций сказано, что по п.19 НП-067 проверяется ведение журналов учета ядерного топлива в зоне баланса материалов, оформление паспортов РВ, содержащихся в ОЯТ, других учетных документов, выполнение процедуры расчета РВ в ОЯТ.

2) Типовая программа инспекции системы учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, утвержденная приказом Ростехнадзора №80 от 25.02.2019 (далее Типовая программа) содержит следующее требование:

По направлению «Постановка на учет и снятие с учета РВ и РАО в организации» проверке подлежит в числе прочего и порядок определения содержания РВ в отработавшем ядерном топливе (п. 10.5 Типовой программы).

Таким образом, видна тенденция в необходимости учета РВ в ОЯТ не только с точки зрения суммарной активности в ОТВС, но и определения конкретного содержания определенных радионуклидов в ОЯТ, активности каждого элемента отдельно.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Для расчета активности продуктов деления в ОЯТ АЭС может применяться программное обеспечение- ПО (комплекс программ «КАСКАД»). Данное ПО имеет функции расчёта радиационных характеристик ОЯТ в зависимости от времени выдержки, начиная с заданного момента времени, для которого ранее был проведен расчёт выгорания (момент выгрузки ОТВС из АЗ реактора).

Программный комплекс позволяет вычислить для изотопов актинидов и продуктов деления концентрации (в единицах Грамм–атом), активности (в Кюри), а также энерговыделение $\alpha+\beta+\gamma$ и γ излучения (в Ваттах) для различных значений времени выдержки ОЯТ.

Таким образом, используя данный инструмент, возможно рассчитать количество и активность каждого изотопа, содержащегося в отдельной ОТВС, в зависимости от различных ее параметров (от выгорания ТВС, ее местоположения в АЗ). Но данные расчеты не выводятся в обменном файле, предназначенном для его применения в автоматизированной системе УиК, на данный момент выводится лишь в виде активности ОТВС:

```
<Данные_по_активности_и_тепловыделению>
<Дни_выдержки>0</Дни_выдержки>
<Активность>1,8064E+5</Активность>
<Тепловыделение>2,0453E+3</Тепловыделение>
<Дни_выдержки>5</Дни_выдержки>
```

Таким образом, для применимости данного инструмента в учете и контроле РВ в ОЯТ потребуется внесение (разработка) нового формата выходного файла программного модуля «SFUEL» программного комплекса «КАСКАД» для его сопряжения с автоматизированными системами УиК ЯМ АЭС с реакторами типа ВВЭР, а также модернизация самой автоматизированной системы УиК для вывода информации по РВ в ОЯТ.

Необходимость в определении характеристик РВ в каждой отдельной ОТВС на данный момент отсутствует.

Вывод:

В случае возникновения необходимости совершенствования системы учета и контроля РВ и РАО АЭС в рамках учета РВ в ОЯТ предлагается использование методик расчета содержания РВ в ОЯТ. Также предлагается конкретизировать те данные, которые следует указывать в учетных документах (паспортах, журналах и т.д.), а именно определиться с необходимостью учета радиоизотопов в граммах, либо будет достаточно определить активность. К тому же предлагается сопряжение выбранной методики расчета с автоматизированной системой УиК.

ЛИТЕРАТУРА

1. Методические рекомендации по проверке выполнения федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов».
2. Типовая программа инспекции системы учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации.
3. Правила учета и контроля радиоактивных веществ, отдельных ядерных материалов и радиоактивных отходов в организации НП-067-24.
4. Выполнение расчетов содержания учитываемых изотопов ядерных материалов и активности радионуклидов в облученных тепловыделяющих сборках. Методические указания МУ 1.1.4.01.1955.
5. Постановление Правительства РФ от 15.06.2016 года № 542 «О порядке организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов»;

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

6. Приказ ГК «Росатом» от 7.12.2020 года № 1/13-НПА «Об утверждении форм отчетов организаций в области государственного учета и контроля радиоактивных веществ, радиоактивных отходов и ядерных материалов, не подлежащих учету в системе государственного учета и контроля ядерных материалов, активность которых больше или равна минимально значимой активности и удельная активность которых больше или равна минимально значимой удельной активности, установленной федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии, порядка и сроков их представления».

НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ НОРМАТИВНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОИАЭ В ОБЛАСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ЦИФРОВЫХ ИНФОРМАЦИОННЫХ МОДЕЛЕЙ

Д. А. Хохлов, И. А. Афанасьев

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия

эл. почта: khokhlov@secnrs.ru

В соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии на стадиях жизненного цикла объекта использования атомной энергии (далее – ОИАЭ), предшествующих его выводу из эксплуатации (далее – ВЭ) эксплуатирующая организация должна обеспечить сбор, документирование и хранение в базе данных по ВЭ (далее – БДВЭ) ОИАЭ информации, важной для обеспечения безопасности при ВЭ ОИАЭ. При этом требования к форме (способу) хранения информации в БДВЭ в настоящее время отсутствуют в российской нормативной правовой базе (например, в форме бумажного архива, цифровой базы данных, централизованной информационной системы и т.д.).

Следует отметить, что в Градостроительном кодексе Российской Федерации [1] содержится требование о необходимости разработки информационной модели объекта капитального строительства (далее – ОКС) для ОИАЭ, представляющей собой совокупность взаимосвязанных сведений, документов и материалов об ОКС, формируемых в электронном виде.

Принимая во внимание вышеуказанные сведения, Ростехнадзором принято решение о разработке проекта изменений в НП-091-14 [2] в части внесения дополнительных конкретных требований к сохранению информации в БДВЭ ОИАЭ с учетом применения информационных технологий, а именно цифровых инженерно-радиационных моделей (далее – ЦИРМ).

Применение ЦИРМ при подготовке к ВЭ позволит сохранять в цифровом виде результаты инженерных и радиационных обследований ОИАЭ, а также обеспечивать их визуализацию в специализированных программных средствах. Например, ЦИРМ даст возможность автоматически формировать картограммы помещений ОИАЭ и представлять на них результаты проведенных обследований, что может быть использовано для оптимизации маршрутов движения работников при проведении работ и обеспечения снижения дозовых нагрузок на персонал. Использование технологий информационного моделирования при планировании и подготовке к ВЭ ОИАЭ необходимо для улучшения качества разрабатываемых проектных решений по дезактивации и демонтажу строительных конструкций, систем и элементов ОИАЭ, а также для повышения уровня безопасности при выполнении работ по ВЭ.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Внесение в НП-091-14 [2] требований к порядку формирования БДВЭ ОИАЭ с применением ЦИРМ обусловлено необходимостью создания единого надежного источника информации, который исключает риски утраты критически важных сведений, необходимых для обеспечения безопасности при ВЭ, на протяжении всего жизненного цикла ОИАЭ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Градостроительный кодекс Российской Федерации от 29.12.2004 № 190-ФЗ.
2. НП-091-14 «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения».

РАЗРАБОТКА БЛОКА РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ ПОТОКОВОЙ УСТАНОВКИ СОРТИРОВКИ РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННОГО ГРУНТА

А. Е. Пименов, С. Л. Гаврилов, М. Ю. Каленова, А. М. Шведов

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: artisl@ibrae.ac.ru

Автоматизированная потоковая сортировка радиоактивно загрязнённого грунта (РЗГ) является ключевым фактором для повышения эффективности и снижения затрат при реабилитации территорий объектов ядерного наследия (ОЯН). Такой подход позволяет значительно сократить объёмы отходов, направляемых на захоронение, и открывает возможности для повторного использования грунтов, что имеет стратегическое значение для обеспечения экологической безопасности.

Эффективная реабилитация территорий ОЯН возможна при условии соответствия систем сортировки РЗГ современным требованиям: модульность конструкции, мобильность и автономность установок, использование серийно-выпускаемого и доступного в РФ оборудования и комплектующих, а также способность работать с грунтами, характеризующимися вариативностью радионуклидного состава загрязнения. Существующие в РФ установки механической сортировки (УМС) не в полной мере удовлетворяют совокупности этих требований, что приводит к необходимости разработки усовершенствованной УМС РЗГ.

Ключевым компонентом УМС РЗГ являются блоки радиационного контроля (БРК). Разработка и внедрение БРК, способных эффективно регистрировать широкий диапазон энергий гамма-излучения, характерного для различных радионуклидов, имеет первостепенное значение для обеспечения эффективной сортировки.

На начальном этапе был проведён анализ характерных видов загрязнений грунтов на площадках ФГУП «РАДОН» и АО «АЭХК», а также возможных методов измерений. Для высокоскоростной сортировки пригодны исключительно методы, основанные на регистрации гамма-излучения. Учёт потенциально присутствующих в грунте труднодетектируемых нуклидов осуществляется с использованием метода «scaling factor» («нуклидный вектор») [1].

Применение дозиметров мощности дозы гамма-излучения для контроля РЗГ оказывается недостаточным, поскольку они не учитывают энергетическое распределение излучения и не позволяют идентифицировать конкретные радионуклиды с необходимой чувствительностью. Это обуславливает необходимость использования гамма-спектрометров.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Для выбора типа спектрометра была проведена экспериментальная регистрация гамма-спектров от точечных источников ($Am-241$, $Cs-137$ и $Co-60$) с использованием следующих детекторов: сцинтилляционных – $NaI(Tl)$ ($\varnothing 40 \times 40$ и $\varnothing 63 \times 63$ мм), $LaBr_3(Ce)$ ($\varnothing 38 \times 38$ мм), $CeBr_3$ ($\varnothing 38 \times 38$ мм), BGO ($Bi_4Ge_3O_{12}$) ($\varnothing 75 \times 75$ мм), пластикового ($300 \times 80 \times 34$ мм), а также экспериментального детектора на основе ионизационной камеры, заполненной сжатым ксеноном ($HPXe$). Полупроводниковые детекторы не рассматривались ввиду сложностей с их приобретением в РФ в настоящее время.

Дополнительно для различных типов детекторов выполнено моделирование откликов методом «Монте-Карло» с использованием кода $GEANT4$ [2]. Результаты эффективности регистрации излучения точечного источника в зависимости от объема детектора представлены на следующих рисунках (рис. 1-3).

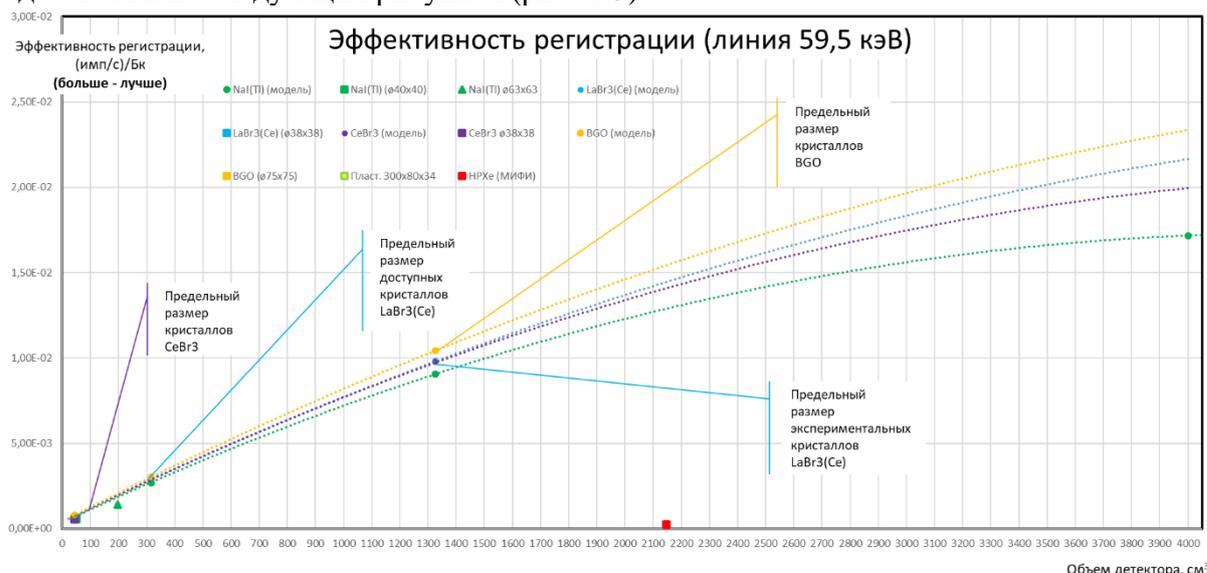


Рис. 1 - Эффективность регистрации различными детекторами линии $Am-241$ (59,5 кэВ) в зависимости от объема детектора

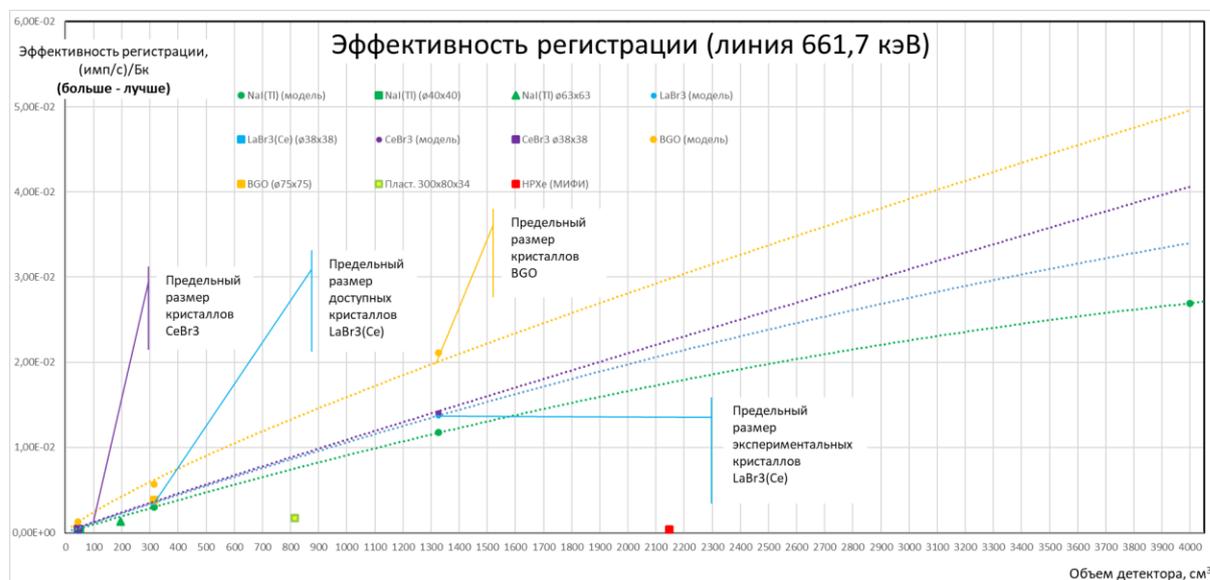


Рис. 2 - Эффективность регистрации различными детекторами линии $Cs-137$ (661,7 кэВ) в зависимости от объема детектора

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

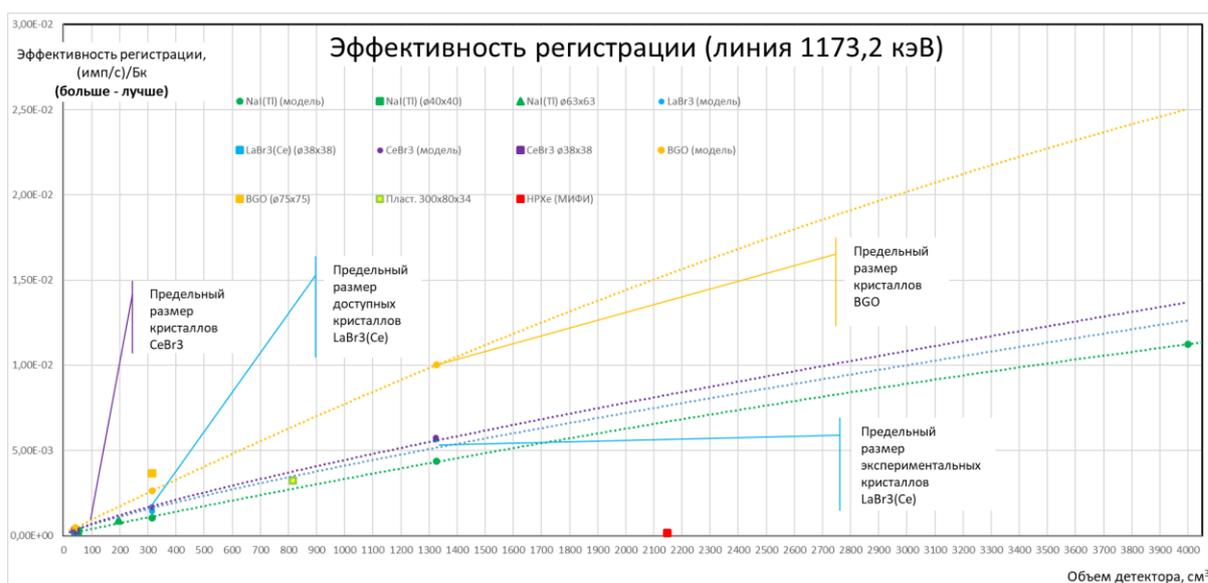


Рис. 3 - Эффективность регистрации различными детекторами линии Co-60 (1173,2 кэВ) в зависимости от объема детектора

Эффективность регистрации детекторов часто ограничена их максимально возможными практическими размерами. Для её повышения применяют суммирование сигналов от нескольких детекторов. Однако в этом случае существенно возрастает стоимость системы и возникают сложности с подбором оборудования, обладающего строго согласованными характеристиками для совместной работы в едином комплексе. Преимущества конкретных детекторов определяются совокупностью эффективности регистрации и достоверности определения площадей пиков полного поглощения, которая тесно связана с энергетическим разрешением. Более высокая эффективность регистрации (зависящая от материала и размера детектора) позволяет детектировать меньшие уровни активности радионуклидов и тем самым снижает относительную погрешность определения площадей пиков полного поглощения. Высокое энергетическое разрешение, в свою очередь, минимизирует области местонахождения пиков полного поглощения, что уменьшает влияние фона на погрешность измерений. В некоторых случаях, например, при измерении близлежащих пиков (мультиплетов), определённые значения энергетического разрешения становятся критически важными.

Для использования в БРК были выбраны гамма-спектрометры на основе сцинтилляторов NaI(Tl). Их серийные образцы могут быть достаточно больших размеров (например 100x100x400 мм) и при этом обладать энергетическим разрешением 7-8%, что лучше, чем у аналогов с сопоставимой эффективностью регистрации – таких как пластиковые сцинтилляторы и BGO. Создание сборок из кристаллов LaBr₃(Ce) или СеВr₃ экономически нецелесообразно из-за цены, превышающей стоимость эквивалентных по эффективности NaI(Tl)-детекторов более чем на порядок.

Далее БРК оптимизировался путём сравнения различных «геометрий измерения», включающих размеры блока(ов) детектирования, геометрию источника излучения и взаимное расположение «источник–детектор». Для моделирования откликов гамма-спектрометров использовались источники ионизирующего излучения в виде полных цепочек распада в условиях равновесия Th-232, U-238, U-235, а также отдельные нуклиды К-40, Cs-137, Am-241.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Пример смоделированных гамма-спектров для кристалла NaI(Tl) размером 100x100x400 мм, нормированных на единичную удельную активность радионуклидов, равномерно распределённых в слое грунта толщиной 10 см, приведён на рис. 4.

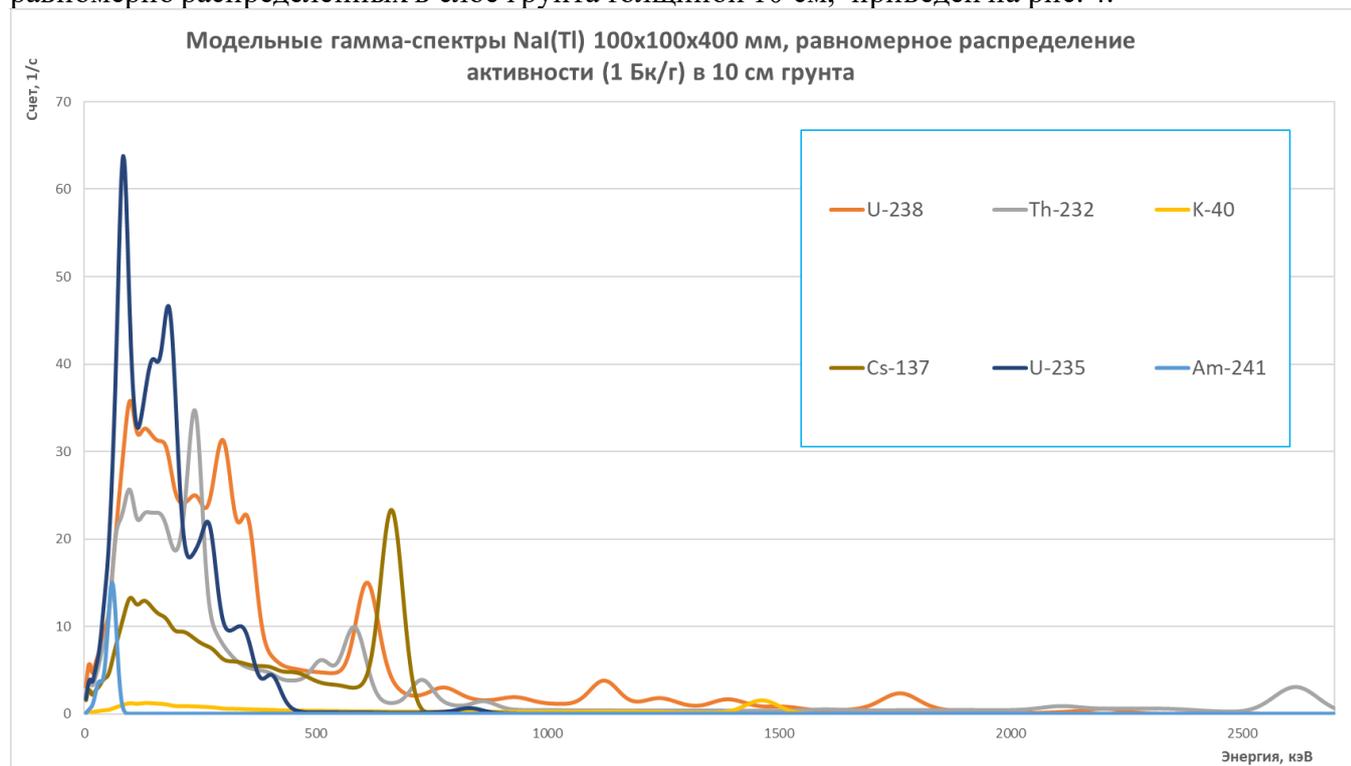


Рис. 4 - Смоделированные гамма-спектры NaI(Tl) 100x100x400 мм от равномерно распределённых радионуклидов в грунте толщиной 10 см, нормированные на единичную удельную активность

Сравнение различных «геометрий измерений» проводилось через расчёт минимально детектируемой активности (МДА) для исследуемого радионуклида при задании определенного уровня удельных активностей комбинации всех в БРК радионуклидов. Все радионуклиды, кроме исследуемого, рассматриваются как «мешающие», в случае если энергии их гамма-линий выше, то есть могут увеличивать значения МДА.

В качестве реперных уровней загрязнённости были выбраны:

- «Уставка 1» — удельная активность, численно равная пределу из Приложения 3 к ОСПОРБ-99/2010 [3] «Удельные активности техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование твёрдых материалов». При превышении этого уровня грунт перестаёт считаться пригодным для неограниченного использования.

- «Уставка 2» — удельная активность, численно равная пределу из Приложения 5 к ОСПОРБ-99/2010 «Предельные значения удельных активностей радионуклидов в твёрдых отходах для отнесения их к радиоактивным отходам». При снижении ниже этого уровня материал перестаёт классифицироваться как радиоактивные отходы (РАО).

- «Фоновый уровень» — задаются минимальные концентрации техногенных радионуклидов, а вклад естественных радионуклидов (ЕРН) моделировался по средним удельным активностям, характерным для природного грунта.

Для учёта собственного и естественного фона, не связанного с измерениями РЗГ, были зарегистрированы экспериментальные гамма-спектры на сцинтилляторе NaI(Tl) 100x100x400 мм. Для детекторов иных размеров спектры пересчитывались пропорционально объёму кристалла.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Пример гамма-спектров для верхней границы допустимости к неограниченному использованию материалов (по ОСПОРБ-99/2010) приведён на рис. 5.

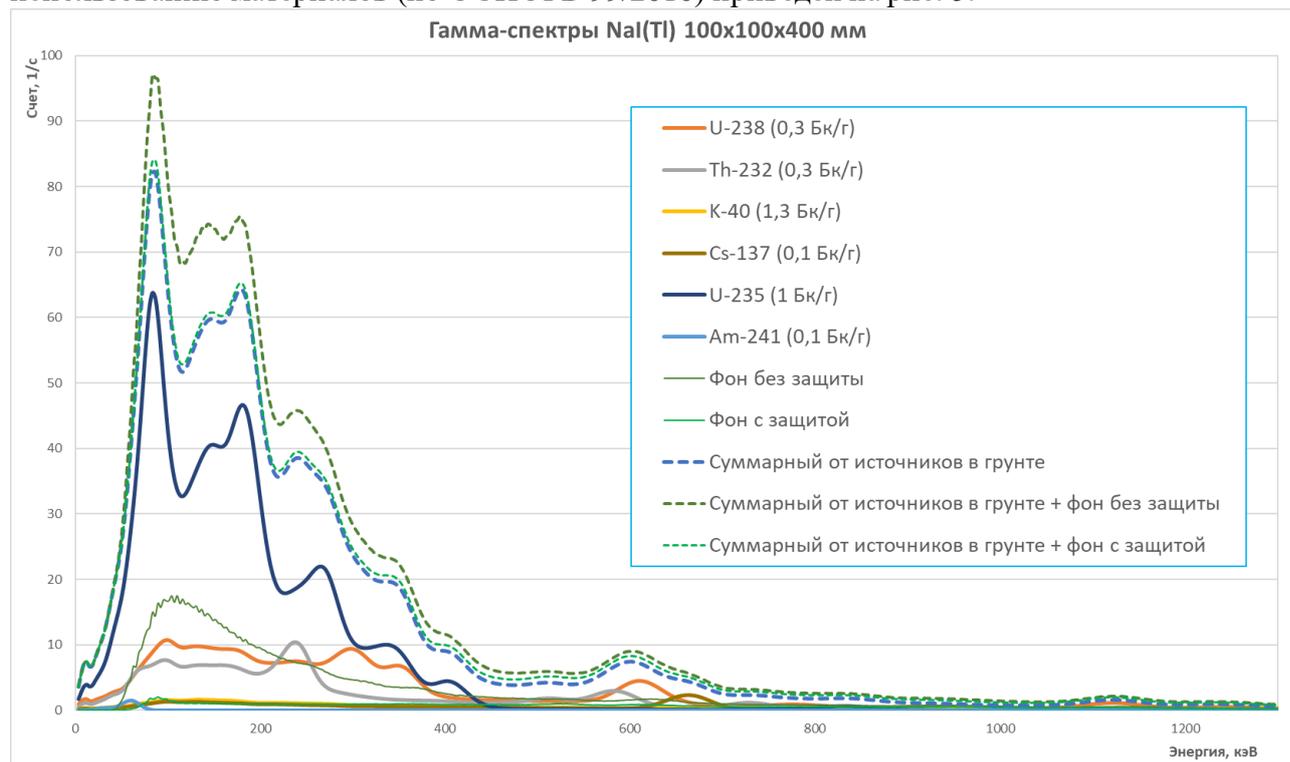


Рис. 5- Расчётные индивидуальные и суммарные гамма-спектры загрязняющих изотопов для NaI(Tl) 100x100x400 мм в граничных условиях допустимости к неограниченному использованию материалов

Таким образом, для каждого радионуклида определены три значения МДА в зависимости уровня загрязнённости грунта. Пример сравнения кривых МДА для Am-241 в зависимости от степени загрязнённости грунта сопутствующими радионуклидами со своими нормативными уставками приведен на рис. 6. Кривые приведены для различных видов распределения активности в грунте, количества и вида спектрометров, а также времени экспозиции.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

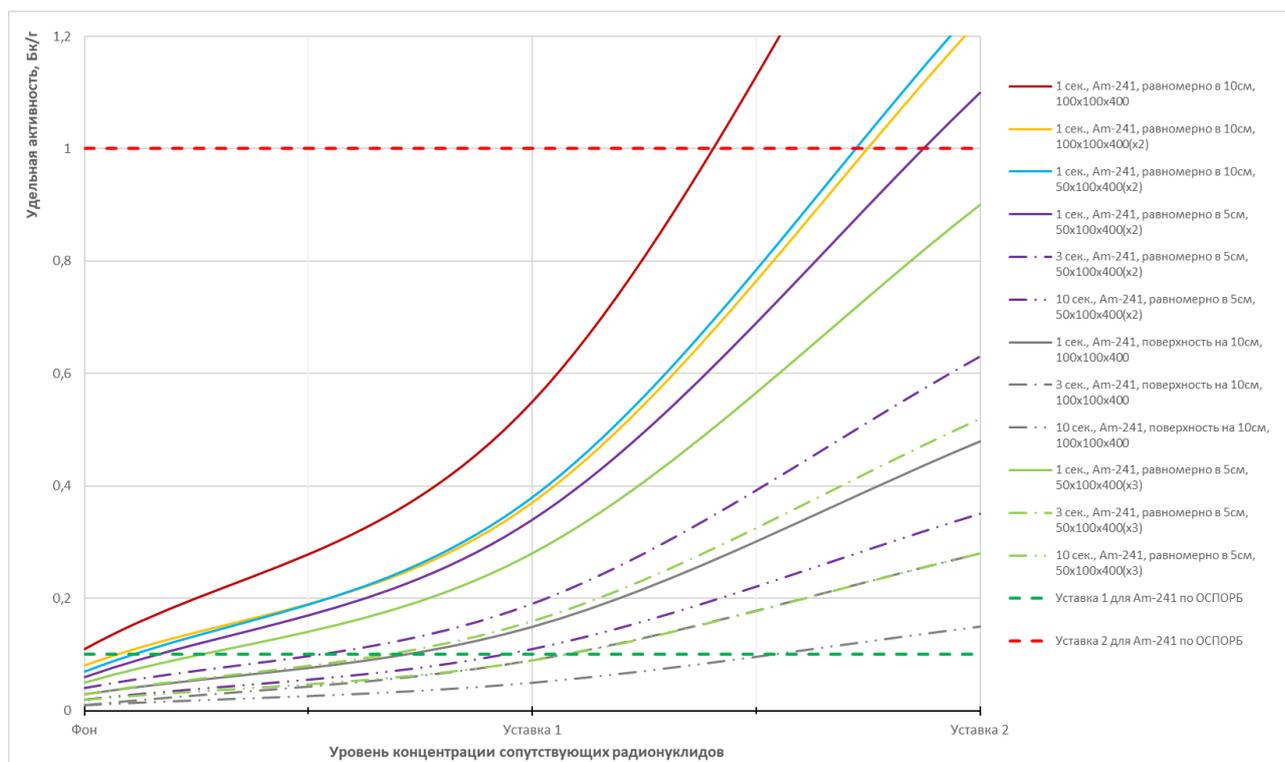


Рис. 6- Сравнение МДА для Am-241 в зависимости от распределения активности в грунте, количества и типа спектрометров и времени экспозиции

Критерием успешного измерения БРК радионуклида Am-241 является неперевышение кривой МДА горизонтальных уровней нормативных уставок «Уставка 1 для Am-241» и «Уставка 2 для Am-241» в диапазонах «Фон–Уставка 1» и «Уставка 1–Уставка 2» соответственно. Эти диапазоны выбраны с учётом того, что индивидуальное превышение «мешающими» нуклидами своих нормативных уставок уже приведёт к классификации грунта по их активности.

По результатам анализа различных «геометрий» была выбрана оптимальная сборка, состоящая из трёх детекторов размером 50x100x400 мм, расположенных параллельно и вплотную друг к другу над транспортной лентой, перпендикулярно направлению движения ленты. Такая конструкция обеспечивает высокую чувствительность и позволяет использовать блок как позиционно-чувствительный, регистрируя профили изменения удельной активности во времени.

Предложенная конструкция БРК позволяет успешно измерять все рассматриваемые радионуклиды, за исключением отдельных комбинаций «мешающих» нуклидов, которые могут затруднять детектирование Am-241. Для решения этой проблемы в БРК реализовано двойное определение удельной активности каждого радионуклида: напрямую — по измерениям, и косвенно — расчётным путём на основе «нуклидного вектора» по активностям легко детектируемых радионуклидов.

При проектировании конструкции защиты блока детекторов были рассмотрены два подхода к экранированию:

- Защита от излучения грунта, находящегося на ленте вне измерительной зоны (рис. 7).
- Защита от космического излучения, излучения окружающих конструкций и строительных материалов, а также от радиоактивной пыли, осевшей на внутренних стенках контейнера БРК.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

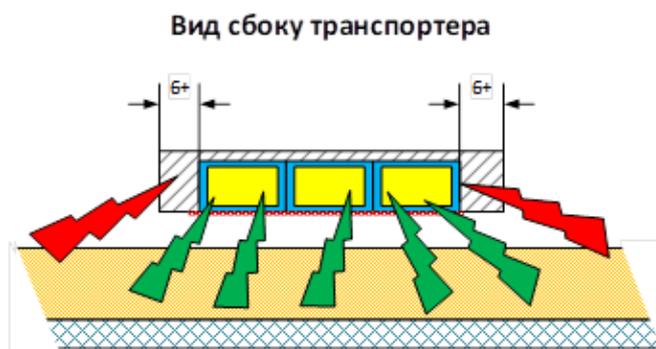


Рис. 7- Влияние излучения вне рабочей зоны БРК

Моделирование показало, что увеличение толщины свинцовой боковой защиты свыше 6 мм даёт прирост подавления фона менее долей процента в различных энергетических окнах. Экспериментальная оценка фона с различной защитой (рис. 8) подтвердила необходимость экранирования, но также показала, что увеличение толщины свинца выше 6 мм нецелесообразно.

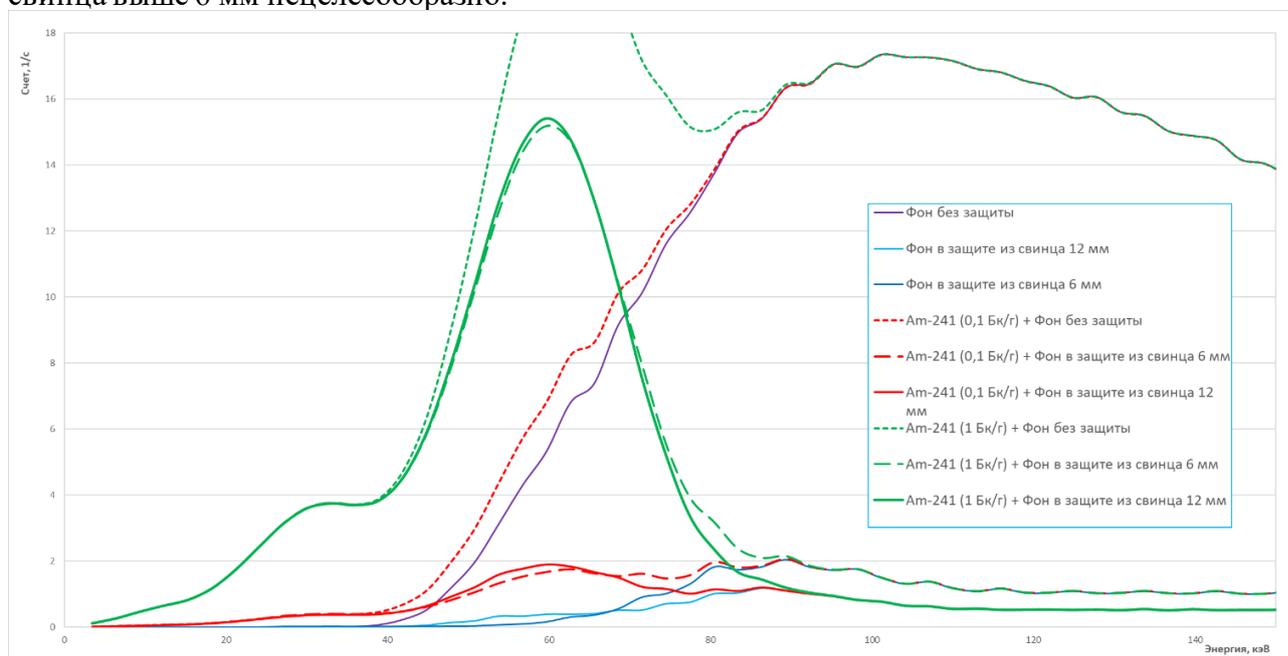


Рис. 8- Разрешимость смоделированного сигнала от Am-241 (0,1 и 1 Бк/г) на фоне гамма-спектрометра с различной защитой

Принятое техническое решение — корпус детекторов БРК с коллимацией и экранированием от внешнего фона в направлении транспортерной ленты с использованием свинцовой защиты толщиной 6 мм.

Итоговое конструктивное решение БРК представлено на рис. 9.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

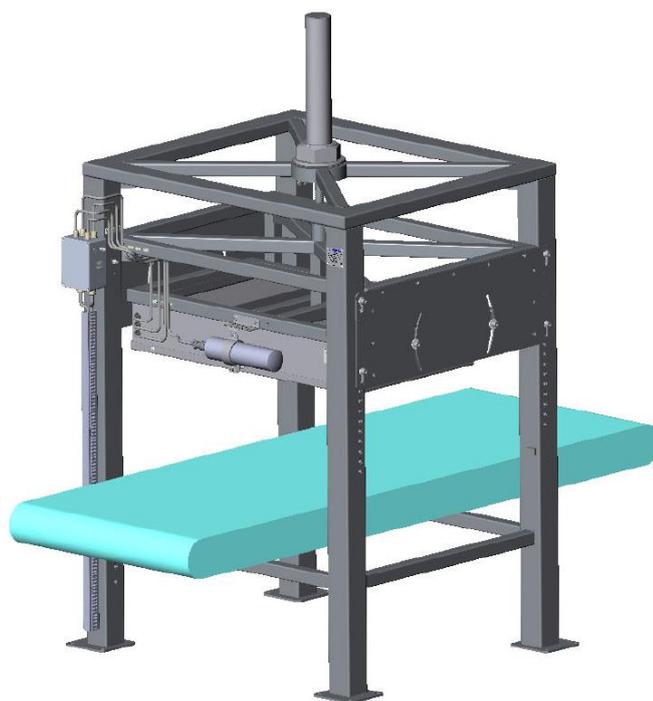


Рис. 9 - Внешний вид конструкции БРК

Для БРК разработаны алгоритмы программного обеспечения, процедуры проведения измерений, а также определены входные и выходные параметры для интеграции в состав УМС РЗГ.

В дальнейшем планируется изготовление рабочего макета УМС РЗГ и проведение испытаний на реальных площадках с РЗГ.

ЛИТЕРАТУРА

1. ISO 21238:2007. Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate-level radioactive waste packages generated at nuclear power plants. ISO, 2007.
2. Determination of the dose rate from the pulse-height spectra of an airborne gamma-ray spectrometer based on an unmanned aerial vehicle / S. L. Gavrillov, A. E. Pimenov, A. M. Shvedov [et al.] // Atomic Energy. – 2023. – Vol. 135, No. 1-2. – P. 74-80.
3. СП 2.6.1.2612-10 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). Санитарные правила и нормативы. М., 2010. – 77 с.

ТЕХНОЛОГИЯ ЛАЗЕРНОЙ РЕЗКИ КОНСТРУКЦИЙ И ОБОРУДОВАНИЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Е. А. Гуторка, Е. В. Шадрин

Группа компаний «РЕФОРМА», Екатеринбург, Россия

эл. почта: e.gutorka@re-id.ru, pro@re-id.ru

Вывод из эксплуатации объектов атомной энергетики — это самый сложный этап жизненного цикла станции. Основной проблемой при выводе из эксплуатации радиоактивно загрязненного оборудования является пребывание технического персонала, проводящего работы, в зоне ионизирующего излучения.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Одним из методов, позволяющих почти полностью вывести человека из опасной зоны, является разделительная лазерная резка. В докладе представлена информация о технологии разделительной лазерной резки и ее применении при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии.

В отличие от традиционных методов — механической, газовой или плазменной резки — лазерная технология обладает рядом преимуществ:

- Резка больших толщин.
- Мы уже доказали возможность разрезания металлических конструкций толщиной до 500 мм. Для традиционных методов это либо невозможно, либо требует значительных ресурсов.
- Дистанционность и роботизация.
- Мобильный лазерный комплекс позволяет работать на дистанции до 200 метров. Управление может осуществляться дистанционно, с применением роботизированных манипуляторов. Это исключает необходимость пребывания персонала в зоне радиоактивного загрязнения.
- Универсальность применения.

Лазер эффективно режет металл и бетон, сложные пространственные конструкции и массивные узлы энергетического оборудования.

Практические подтверждения:

В 2025 году на производственной базе ГК «РЕФОРМА» в Екатеринбурге прошли испытания технологии. Для них были использованы образцы оборудования ОИАЭ, поступившие с Нововоронежской АЭС и макет парогенератора, разработанный ГК «РЕФОРМА».

Цели испытаний

- Проверка возможности резки крупногабаритных элементов оборудования (макета парогенератора).
- Демонстрация точности и управляемости при разделении трубных пучков.
- Изучение особенностей работы с заготовками различной толщины.
- Была проведена резка:
- Макет парогенератора с трубными пучками с толщиной стенки 60–120 мм.
- Нержавеющие трубные пучки, применяемые в реальных моделях парогенераторов.
- Стальная пластина толщиной 200 мм.

На территории ФГУП «ГХК» в Железногорске успешно проведена дистанционная резка парогенератора ПГК-90. Был разделен корпус и трубные пучки, при этом операторы МЛК находились вне загрязнённой зоны.

ГК «РЕФОРМА» разработала Технический Отчёт ТО 322.006-2025, впервые систематизирующий процесс дистанционной лазерной резки.

Документ проходит завершающий этап утверждения и станет нормативной основой применения технологии в атомной отрасли.

Выводы:

Технология дистанционной лазерной резки обеспечивает принципиально новый уровень безопасности и эффективности при демонтаже и выводе из эксплуатации объектов ОИАЭ. Она сочетает способность работать с большими толщинами, автоматизацию и снижение рисков для персонала.

ЛИТЕРАТУРА.

1. Yeo D. Nuclear Reactor Fuel Element Splitter. US Pat. № 4000391. Int. Cl. G21C19/36. Filed Aug. 27, 1974. Pub. Dec. 28, 1976.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

2. Reich S., Schäffer S., Lueck M. Continuous wave highpower laser propagation in water is affected by strong thermal lensing and thermal blooming already at short distances. — Sci. Rep., 2022, v. 12, p. 1—9.

3. Orłinski D.V., Gritsyna V.T. Radiation resistance investigation of quartz glass KU-1. — Problems Atomic Sci. Techn., 2000, v. 12, p. 60—63.

ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА ПЛУТОНИЯ ПРИ НАГРЕВЕ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА В АТМОСФЕРЕ ВОЗДУХА

С. А. Титов, Н. М. Барбин

*Уральский институт государственной противопожарной службы МЧС России,
Екатеринбург, Россия*

эл. почта: tsa-nhl@mail.ru

В России было построено 13 промышленных и 20 энергетических уран-графитовых реакторов. На ближайший период около 10-15 лет завершается срок эксплуатации энергетических реакторов РБМК и ЭГП. Ресурс большинства блоков с учетом продления срока службы будет исчерпан [1].

Радиоактивный графит, образующийся в качестве замедлителя нейтронов в ядерных реакторах, является одним из видов радиоактивных отходов, требующих особого внимания при выводе из эксплуатации ядерных объектов. В процессе работы реактора графит активизируется, накапливая значительное количество радионуклидов, среди которых плутоний (Pu) представляет серьезную угрозу для здоровья человека и окружающей среды из-за их высокой радиоактивности, длительного периода полураспада, способности накапливаться в организме.

Целью проведенной работы является определение фазового состава и летучести Pu в зависимости от температуры (300-3600 К) и парциального давления кислорода.

В ходе работы были выполнены следующие задачи: определение исходного состава системы радиоактивного графита в атмосфере воздуха, проведение термодинамического моделирования, выявление основных реакций радионуклида Pu при нагревании радиоактивного графита, определение констант равновесия полученных реакций.

Для исследования температурных условий переработки и физико-химических процессов, происходящих в предлагаемой системе (атмосфере воздуха), необходимо провести термодинамический анализ. Расчет термодинамического моделирования проводился в программе TERRA (рис. 1).

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

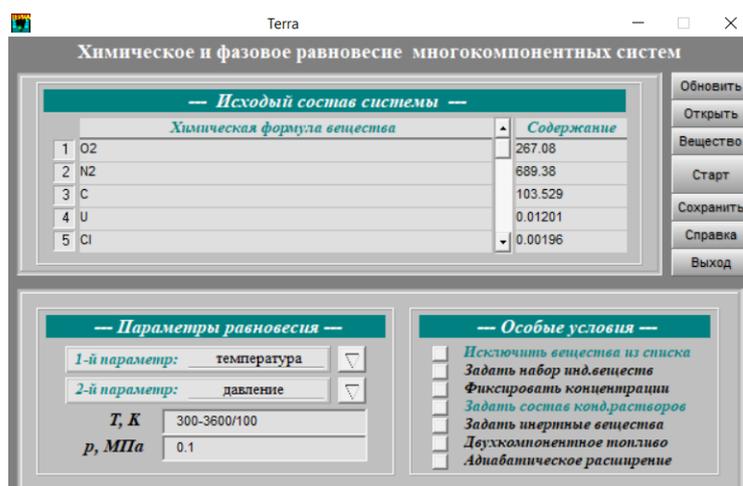


Рис. 1- Интерфейс программы TERRA

Массовый состав загрязненного радионуклидами реакторного графита показан в таблице 1 [2].

Таблица 1 - Массовый состав загрязненного радионуклидами реакторного графита

Фаза	Фазовый состав	Содержание, массовая доля %
Газовая (89.64 %)	O ₂	20.71
	N ₂	68.93
Конденсированный (10.36 %)	C	10.35
	U	$1.2 \cdot 10^{-3}$
	Cl	$1.95 \cdot 10^{-4}$
	Ca	$2.79 \cdot 10^{-5}$
	Pu	$7.53 \cdot 10^{-6}$
	Be	$1.25 \cdot 10^{-6}$
	Ni	$8.49 \cdot 10^{-7}$
	Cs	$3.48 \cdot 10^{-7}$
	Am	$1.14 \cdot 10^{-7}$
	Sr	$9.59 \cdot 10^{-7}$
	Eu	$1.2 \cdot 10^{-7}$

Расчет высокотемпературных взаимодействий проводился в системе атмосферы воздуха. В интервале температур от 300 до 3600 градусов кельвина (К) с шагом 100 К, при давлении 0,1 МПа.

В таблице 2 представлен список возможных соединений радионуклидов в равновесной системе реакторный графит – атмосфера воздуха, заложенных в программу TERRA.

Таблица 2 - Возможные соединения радионуклидов в равновесной системе реакторный графит – атмосфера воздуха

Радионуклид в графите	Тип соединения в равновесной системе
-----------------------	--------------------------------------

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Радионуклид в графите	Тип соединения в равновесной системе
^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu	$\text{PuC}_{(к)}$, $\text{PuC}_{2(к)}$, $\text{PuN}_{(к)}$, $\text{PuOCl}_{(к)}$, Pu , PuO , PuO_2 , PuO_3 , $\text{Pu}_2\text{O}_3(к)$, $\text{PuCl}_{2(к)}$, $\text{PuCl}_{3(к)}$, $\text{PuOCl}_{(к)}$, $\text{Pu}_2\text{C}_3(к)$, Pu^+ , PuO^+ , PuO_2^+

Результаты термодинамического моделирования нагрева реакторного графита в атмосфере воздуха (рис. 2) показывают, что в диапазоне температур от 300 до 2000 (градусов Кельвина) плутоний находится в конденсированной и газовой фазе (в виде: компонентов под позициями с первой по шестую 1, 2, 4, 7).

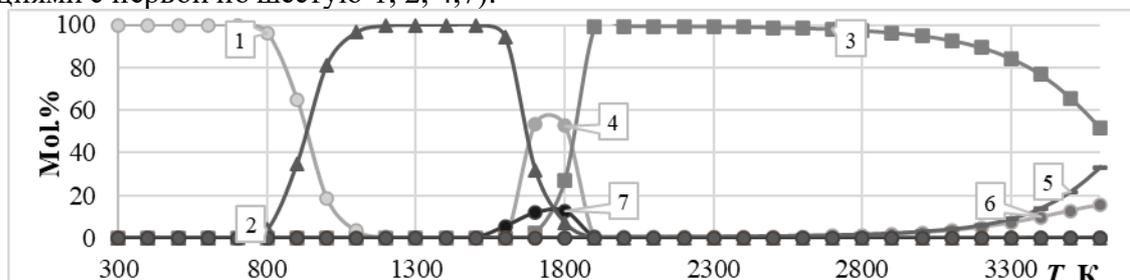


Рис. 2 – Распределение плутония по равновесным фазам при нагревании радиоактивного графита в воздухе: 1 – $\text{PuCl}_3(к)$; 2 – $\text{PuOCl}(к)$; 3 – PuO_2 ; 4 – $\text{PuO}_2(к)$; 5 – PuO^+ ; 6 – PuO ; 7 – $\text{Pu}_2\text{O}_3(к)$;

При повышении температуры от 2000 до 3600 (градусов Кельвина) плутоний наблюдается в газовой и ионизированной фазе (в виде: компонентов под позициями 3, 5, 6). Основные реакции и соответствующие им константы равновесия показаны в таблице 3.

Таблица 3 - Основные реакции и соответствующие им константы равновесия

№	Реакция	ΔT , К	A	B	ΔA	ΔB
1.	$\text{PuCl}_{3(к)} + \text{CO}_2 = \text{PuOCl}_{(к)} + \text{CO} + 2\text{Cl}$	700-1200	33,1707	-67444,11	0,0105	9,5329
2.	$2\text{PuOCl}_{(к)} + \text{CO}_2 = \text{Pu}_2\text{O}_3(к) + \text{CO} + 2\text{Cl}$	1500-1700	0,2573	-54668,61	7,6571	6914,1091
3.	$\text{PuO}_2 = \text{PuO}^+ + \text{O}$	1900-3600	-22,1213	-23868,18	7,3547	6641,0723
4.	$\text{PuO}_2 = \text{PuO} + \text{O}$	1900-3600	16,1341	-72234,21	0,0099	26,2805

С помощью полученных данных показано, при каких температурах начинаются взаимодействия реакций, определено какие реакции протекают при нагревании реакторного графита в атмосфере воздуха.

Данные исследования необходимы для разработки технологий по переработке, а именно для подбора температурного интервала для проектирования таких технологий [3].

ЛИТЕРАТУРА

1. Газогенераторная переработка реакторного графита / Н. М. Барбин, А. М. Кобелев, Д. И. Терентьев, С. Г. Алексеев // Перспективы развития металлургии и машиностроения с использованием завершенных фундаментальных исследований и НИОКР : Труды научно-практической конференции с международным участием и элементами школы молодых ученых: 65-летию ИМЕТ УрО РАН посвящается, Екатеринбург, 06–09 октября 2020 года. – Екатеринбург: Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт металлургии Уральского отделения Российской академии наук, 2020. – С. 463-466.

2. Шидловский, В.В. Анализ радиационной опасности графитовых кладок остановленных промышленных уран-графитовых реакторов ФГУП «ПО «МАЯК»»: сборник статей «Годовой отчет НИКИЭТ – 2010» / В.В. Шидловский, А.А. Роменков, Е.А. Хаттарова, А.В. Гуськов, В.В. Мартыянов // М.: АО «НИКИЭТ». – 2010. – с. 178.

3. Термодинамическое моделирование термических процессов с участием радионуклидов урана, плутония, европия при нагреве радиоактивного графита в атмосфере

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

ЭКЗОТЕРМИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ ВОССТАНОВИТЕЛЕЙ

А. С. Обьедков, Е. В. Белова

Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт физической химии и электрохимии им. А. Н. Фрумкина РАН, Москва, Россия

эл. почта: arseniyobedkov@yandex.ru

В современной технологии переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с целью повышения эффективности экстракции U и Pu применяются различные соединения. К их числу относятся гидразин нитрат (ГН) и ацетогидроксамовая кислота (АГК). ГН широко применяется как стабилизатор, который предохраняет Pu (III), позволяя выделить его в отдельный технологический поток. АГК же представляет большой интерес как коррозионнобезопасный реэкстрагент-комплексобразователь. Для улучшения свойств реэкстрагирующих растворов эти соединения могут применяться совместно, что повышает эффективность процесса восстановительной реэкстракции. Однако существует ряд недостатков, например, в азотнокислых растворах АГК проявляет склонность к гидролизу, в результате которого образуются гидросиламин и уксусная кислота (УК). На завершающем этапе переработки ОЯТ водные растворы отправляют на стадию упаривания. Для обеспечения безопасных условий проведения таких процессов необходима информация о термической стабильности азотнокислых растворов, содержащих восстановители и продукты их разложения. Ранее нами были получены данные по термохимическому поведению индивидуальных растворов АГК, ГН и их смеси [1,2], но не рассматривалось влияние УК на термическую стабильность азотнокислых растворов. В связи с этим, целью настоящей работы является: исследование термической стабильности смеси АГК с ГН и УК, а также определение влияния времени выдержки на термическое поведение смеси восстановителей с УК в условиях масштабированной ячейки.

Методами дифференциально-сканирующей калориметрии (ДСК) и адиабатической калориметрии (HWS) изучали растворы, содержащие 3,2 моль/л HNO_3 , 0,16 моль/л (12 г/л) АГК, 0,21 моль/л (20 г/л) ГН и 0,27 моль/л (16 г/л) УК. Установка для исследований при давлении выше атмосферного состоит из термостата, в который помещали автоклав объемом 300 мл с датчиками давления и температуры. Объем пробы составил 30 мл. Образец нагревали со скоростью 4°C/мин и выдерживали в течение 5 часов при температурах 100 и 150°C.

В индивидуальных растворах АГК и ГН протекают реакции с выделением тепла. Стартовые температуры экзотермических процессов, определенные методом ДСК, составляют 73 и 102°C, соответственно. Для раствора АГК значение тепловыделения составляет 67 Дж/гр-ра, для раствора ГН – 127 Дж/гр-ра. В адиабатических условиях в растворе АГК интенсивная экзотермическая реакция фиксируется при 60°C. Величина саморазогрева составляет 72,1 °C. При этом удельное тепловыделение в адиабатических условиях заметно выше, чем в условиях линейного нагрева и составляет 242 Дж/г. В смеси АГК с ГН в условиях линейного нагрева протекает две разделенные во времени

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

экзотермические реакции. Значение $T_{ст}$ составляет 91 и 156°C, соответственно, а суммарное значение удельного тепловыделения – 137 Дж/гр-ра.

Введение в смесь УК не приводит к изменению стадийности экзотермических процессов в условиях ДСК, но оказывает влияние на стартовые температуры и интенсивность тепловыделения. Стартовая температура первой реакции увеличивается до 114°C, второй до 174°C. Значение суммарного тепловыделения увеличивается и составляет 153,5 Дж/гр-ра. В режиме HWS в смеси АГК с ГН и УК при 109°C регистрируется только одна экзотермическая реакция. Величина саморазогрева составляет 27,3°C, а удельное тепловыделение – 91,3 Дж/г.

Изучение влияния предварительной выдержки смеси АГК, ГН и УК на параметры экзотермических реакций проводили в автоклаве при давлении выше атмосферного. Время выдержки растворов при 25°C составило: 0, 1, 6 и 10 суток. Установлено, что при температуре термостата 100°C в системе не протекают реакции с выделением тепла. При увеличении температуры термостата до 150°C в смеси фиксируются экзотермические реакции, стартовая температура которых увеличивается и зависит от времени предварительной выдержки: с 137°C для свежеприготовленного раствора и до 142°C для раствора с выдержкой 10 суток. При этом выдержка смеси не влияет на величину саморазогрева раствора и составляет 11-13°C. Таким образом, в первые сутки окислительные реакции, протекающие в растворе, увеличивают $T_{ст}$ на 3°C, не оказывая заметного влияния на её интенсивность. Дальнейшая выдержка раствора слабо влияет на значение $T_{ст}$.

Несмотря на высокое тепловыделение в условиях ДСК, комплексная оценка доказывает, что смесь АГК с ГН и УК является термодинамически и кинетически более стабильной, чем индивидуальные компоненты. Наибольшую практическую опасность представляет не быстрый тепловой взрыв или повышение термодинамических параметров в результате «старения» раствора, а медленное газовыделение, интенсифицирующееся в результате длительного хранения или в условиях полного отсутствия теплоотвода. Полученные кинетические параметры позволяют перейти к прогнозированию рисков развития тепловых взрывов в условиях промышленного применения.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ob'edkov A. S., Grishaev A. N., Belova E. V. // Radiochemistry. – 2025. – Vol. 67, № 1. – P. 82.
2. Obedkov A. S., Kalistratova V. V., Smirnov A. V., Belova E. V. // Progress in Nuclear Energy. – 2024. – Vol. 168. – P. 105044.

РОЛЬ ПЛАЗМЫ В ПРОЦЕССАХ РАДИАЦИОННОЙ КОРРОЗИИ МЕТАЛЛОВ

Н. И. Трушкин, В. Н. Бабичев, Д. В. Высоцкий, А. Н. Кириченко,

А. А. Некрасов, А. В. Филиппов, В. Е. Черковец

АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Москва, Троицк, Россия

эл. почта: trushkin@triniti.ru

По современным представлениям, наиболее надежным и безопасным способом долговременного хранения высокоактивных радиоактивных отходов (РАО) является их упаковка в герметичные металлические контейнеры, которые размещаются на дне глубоких шахт в стабильных геологических формациях. В качестве материала стенок контейнеров в настоящее время рассматриваются низкоуглеродистая сталь и медь, а также их различные

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

комбинации. Состав газовой атмосферы внутри контейнера в настоящее время строго не регламентируется, однако чаще всего рассматриваются варианты использования гелия, аргона, азота, углекислого газа и атмосферного воздуха. В состав любой газовой атмосферы будут также входить и пары воды, т.к. провести полноценную осушку радиоактивных отходов перед их загрузкой в контейнер в реальных условиях не представляется возможным. Очевидно, что наружные стенки контейнера будут в течение длительного времени контактировать с окружающим атмосферным воздухом. Под действием высокоэнергетического ионизирующего излучения, возникающего при распаде радиоактивных компонентов РАО, газовая среда внутри и снаружи контейнера превращается в химически активную низкотемпературную плазму, которая контактирует с поверхностью стенок и может вызывать их интенсивную коррозию. Известно, что основное физико-химическое воздействие радиационного ионизирующего излучения на газовую среду определяется вторичными электронами, которые возникают при ионизации атомов и молекул газа высокоэнергетическими заряженными частицами и γ -квантами. В этом случае при одинаковой скорости генерации электрон-ионных пар в единице объема природа ионизирующего излучения (α -частицы, потоки электронов и позитронов при β -распаде, γ -излучение и др.) не оказывает существенного влияния на состав и характеристики формируемой радиационной плазмы. В этой ситуации состав исходной газовой атмосферы, которая подвергается радиоактивному облучению и превращается в агрессивную коррозионную среду, является одним из главных внешних параметров, определяющих механизм и кинетику радиационной коррозии, а также конкретные сценарии и скорость ее реализации. Окружающие условия, в которых будут эксплуатироваться внутренние и внешние стенки контейнеров, существенно отличаются друг от друга как по составу окружающей газовой среды, так и по интенсивности и поглощенной дозе радиоактивного излучения [1]. Проведенные к настоящему времени исследования [2,3] показали, что радиационная плазмохимическая коррозия является сложным многопараметрическим явлением, в котором объемные процессы генерации и переноса низкотемпературной плазмы в плотной газовой среде тесно взаимодействуют с физико-химическими гетерогенными процессами на межфазной границе металл – плазма. В этой ситуации для установления механизмов и создания полной картины радиационной коррозии в экспериментальных условиях, максимально приближенных к реальным условиям хранения РАО, необходимо определение ее ключевых параметров и установление общих закономерностей.

В данной работе представлены результаты экспериментальных и расчетно – теоретических исследований скорости коррозии железа в радиационной плазме, генерируемой пучком быстрых электронов, в зависимости от величины относительной влажности воздуха и от содержания кислорода в газовой смеси $O_2:N_2:H_2O$. Выбранные экспериментальные условия достаточно точно имитируют реальные условия внутри и снаружи контейнеров для глубинного хранения РАО.

Экспериментальная установка, на которой были выполнены настоящие исследования, была разработана и создана для изучения радиационной коррозии металлов в различных плазмообразующих газовых средах (Рис.1).

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

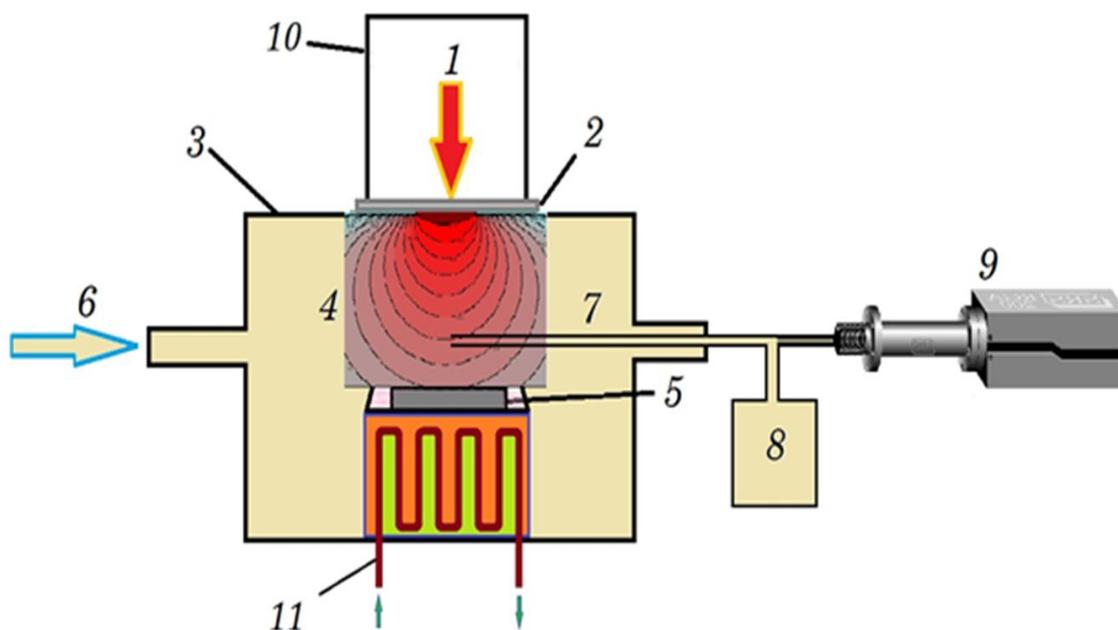


Рис.1 -Схема экспериментальной установки

Центральным узлом экспериментальной установки является ускоритель электронов (1), который генерирует стационарный пучок быстрых электронов с энергией, варьируемой в диапазоне $W = 80-140$ кэВ. Величина тока электронного пучка изменяется в пределах $I = 0.05-1.5$ мА. Поперечное сечение электронного пучка на выходе ускорителя (поверхности алюминиевой фольги) (2) составляло $S=2$ см². Вследствие рассеяния электронов на атомах материала фольги и молекулах газа, а также их электростатического расталкивания поперечное сечение пучка увеличивается в процессе его распространения через плотную газовую среду (4). Пространственная эволюция плотности тока быстрых электронов на разных расстояниях от фольги измерялась с использованием подвижного многоэлементного электрического зонда. К выходу ускорителя вакуумно плотно пристыковывался плазмохимический реактор (3), конструкция которого определяется характером планируемых исследований. В настоящей работе это была цилиндрическая кварцевая труба высотой 70 мм и внутренним диаметром 175 мм, второй конец которой закрывался металлическим фланцем. Общий объем плазмохимического реактора, включая и буферные зоны, составлял около 2.5 литров. На вход реактора поступала плазмообразующая газовая смесь заданного состава (6). Анализ состава химически активных частиц, образующихся в плазме, проводился с использованием диагностической системы на базе квадрупольного масс-спектрометра (7-9). Также в реакторе был смонтирован холодильник (11), температура которого поддерживалась на заданном уровне с помощью проточной воды. На этом холодильнике размещались пластины (5) из различных металлов для исследования их коррозионного поведения в электронно-пучковой плазме. В настоящей работе это были металлические образцы, изготовленные из технически чистого АРМКО железа с поперечными размерами 45×45 мм² и толщиной 0.5 мм. Перед установкой в плазмохимический реактор все образцы полировались и промывались ацетоном и изопропиловым спиртом. Для повышения достоверности полученных результатов каждый эксперимент при выбранных постоянных условиях повторялся 3 раза.

На рис. 2 приведены фотографии поверхности исходного (необработанного) образца железа (а) и образцов, подвергнутых воздействию электронно –пучковой плазмы в воздухе с

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

различной относительной влажностью (RH), а также фотографии образцов, обработанных в атмосфере аргона при относительной влажности RH= 50%.

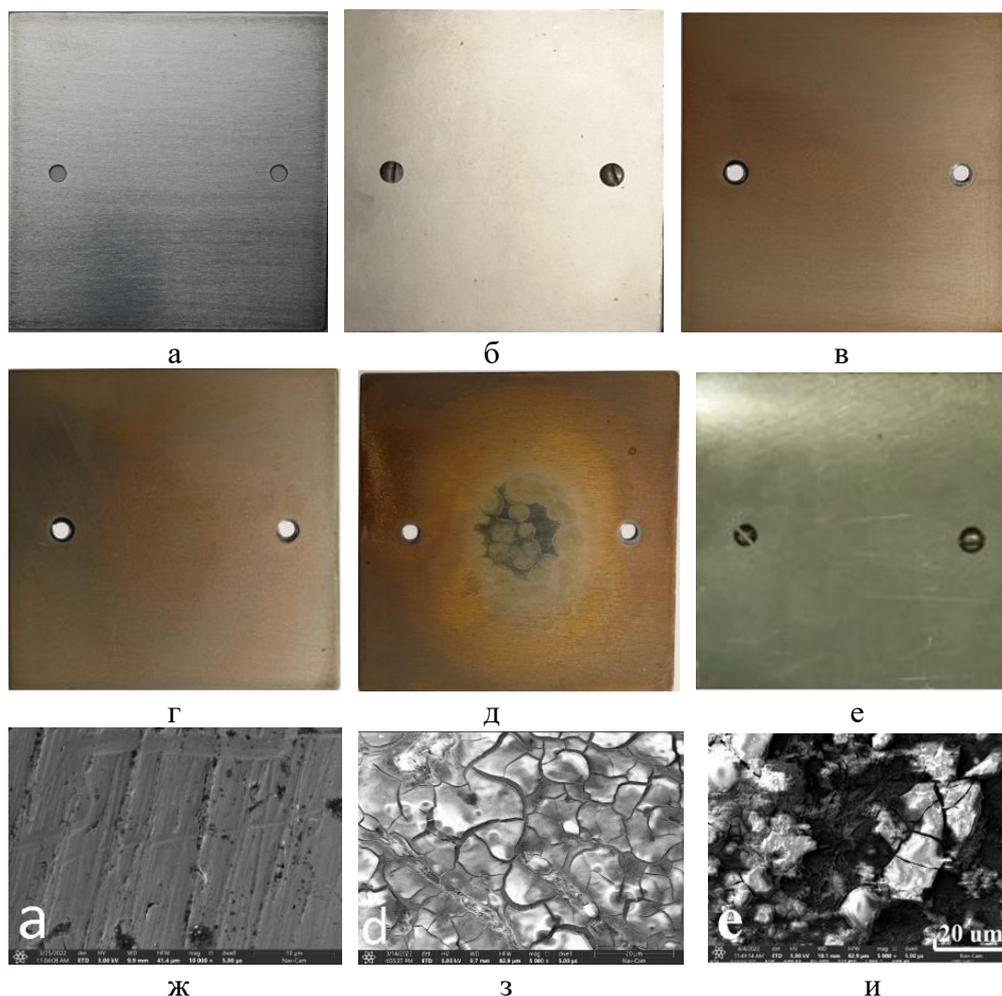


Рис.2 - Фотографии образцов железа до и после обработки в плазме. а – необработанный; б – RH=5%; в – RH=40%; г – RH=60%; д – RH=85%; е – аргон, RH=50%.

Из представленных фотографий четко видно, что относительная влажность оказывает значительное влияние на процессы радиационной коррозии железа в воздухе. На этом рисунке также представлены изображения поверхности исходного и обработанных в плазме различного состава образцов железа, полученные с помощью сканирующего электронного микроскопа при увеличении $k=5000$ (ж-и). Из представленных фотографий видно, что под действием радиационной плазмы во влажной кислородосодержащей среде на поверхности образцов очень быстро (по сравнению с атмосферными условиями) образуется желто-коричневый рыхлый чешуйчатый слой ржавчины. При прочих одинаковых условиях обработки во влажном азоте и аргоне такой слой ржавчины на образцах не наблюдается.

На рис. 3 представлены полученные в наших исследованиях экспериментальные данные по зависимости скорости коррозии железа от относительной влажности RH воздуха, использованного в качестве плазмообразующей газовой смеси, при различной интенсивности радиоактивного излучения. Похожие зависимости поведения скорости коррозии железа от RH получены в работах французских исследователей [2], которые в качестве источника радиоактивного излучения использовали пучок протонов с энергией 3 МэВ. Из представленных данных наглядно видно, что значительный рост скорости коррозии

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

железа в условиях радиационного облучения происходит при очень низком значении относительной влажности воздуха ($RH \leq 10\%$). Этот результат имеет принципиальное значение для установления механизма радиационной коррозии.

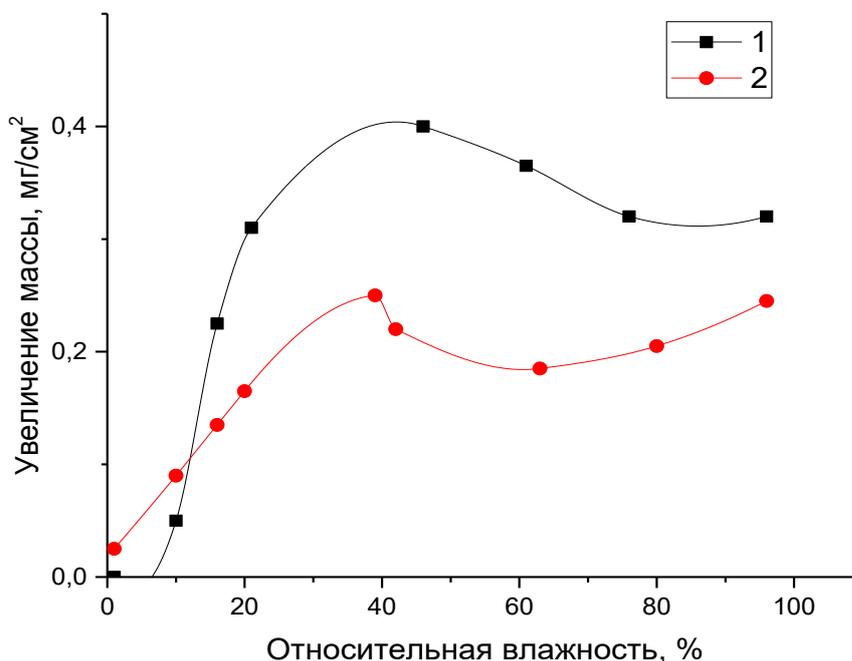


Рис.3 - Зависимость скорости коррозии железа от относительной влажности воздуха. 1- ток пучка электронов $I=1$ мА; 2 - $I=0.5$ мА

В отсутствие радиационного облучения резкий рост скорости атмосферной коррозии железа происходит при уровне относительной влажности $RH \geq 60\%$ (при так называемой «критической» влажности воздуха), при которой на поверхности металла происходит образование сплошной адсорбционной пленки влаги достаточной толщины. В этом случае происходит смена механизма коррозии с химического на электрохимический, для осуществления которого необходимо присутствие сплошного слоя электролита на поверхности металла.

На рис. 4 представлены экспериментальные данные по зависимости скорости коррозии железа от содержания кислорода (и, соответственно, азота) в плазмообразующей газовой смеси $N_2:O_2:H_2O$, облучаемой пучком быстрых электронов, при фиксированном содержании паров воды и постоянной величине тока пучка электронов. Видно, что полученная зависимость скорости коррозии демонстрирует сложное немонотонное поведение от процентного содержания кислорода (и, соответственно, азота) в газовой смеси. Как наглядно видно из рис. 4, добавление в состав облучаемой бинарной газовой смеси $O_2:H_2O$ третьего компонента в виде исходно инертного, коррозионно неактивного азота приводит к существенным изменениям скорости коррозии железа. Интересно, что аналогичное добавление в плазмообразующую бинарную газовую смесь $O_2:H_2O$ в качестве третьей компоненты атомов аргона Ar и молекул углекислого газа CO_2 вместо молекулярного азота N_2 не приводит к заметному увеличению скорости плазмохимической коррозии железа. Следует отметить, что коррозионная агрессивность генерируемой плазмы определяется как составом первичных продуктов радиолиза газовой смеси, так и

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

последующими протекающими в ней плазмохимическими реакциями и процессами. Наши экспериментальные исследования состава химически активных частиц в плазме, проведенные с использованием масс-спектрометрической диагностической системы, показали, что существенное увеличение скорости радиационной коррозии железа при добавлении в плазмообразующую бинарную газовую смесь $O_2:H_2O$ третьего компонента в виде молекулярного азота N_2 сопровождается появлением в спектре активных плазменных частиц долгоживущих окислов азота и соответствующих кислот (азотистой и азотной), которые отсутствуют в газовой смеси $O_2:H_2O$.

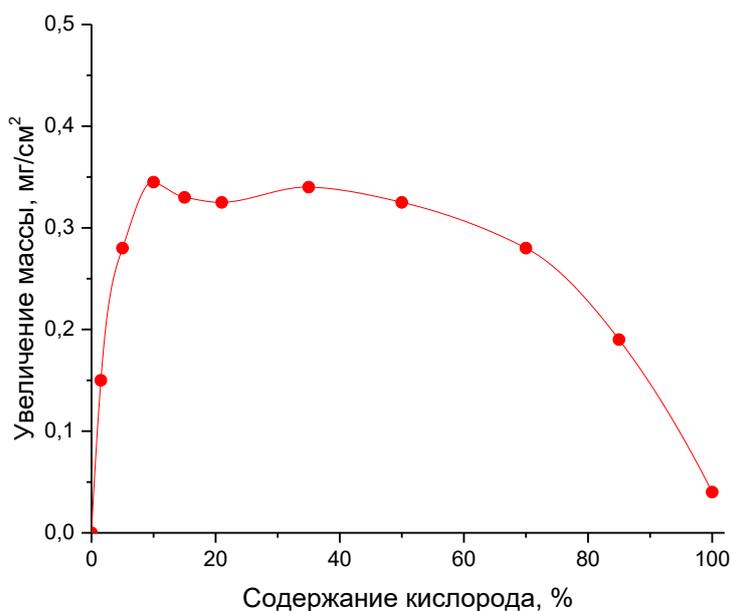


Рис. 4 - Зависимость скорости коррозии железа от содержания кислорода в плазмообразующей газовой смеси $N_2:O_2:H_2O$. Ток пучка $I = 1.0$ мА, $RH = 87\%$.

В таблице 1 представлены данные, полученные методом рентгенофотоэлектронной спектроскопии (РФЭС), по элементному составу и химическому состоянию, а также процентному содержанию обнаруженных в коррозионном слое железа химических элементов для пяти металлических образцов, один из которых (обозначенный как № 0) представляет собой исходный, не подвергавшийся плазменной обработке, а четыре других в течение 20 минут обрабатывались в радиационной плазме влажного воздуха при токе пучка электронов $I = 1$ мА и различной относительной влажности воздуха RH (1- $RH = 90\%$, 2- $RH = 60\%$, 3- $RH = 7\%$, 4- $RH = 25\%$). В образце без облучения (№ 0) были установлены три состояния железа – металл Fe, магнетит Fe_3O_4 и оксида Fe_2O_3 , присутствующим в виде гематита ($\alpha-Fe_2O_3$) и маггемита ($\gamma-Fe_2O_3$). Это состав естественного оксида железа, образованного при хранении образца на воздухе. Состав коррозионных продуктов при плазменной обработке близок к составу естественного оксида железа в случае, если обработка проводилась при относительной влажности воздуха $RH \leq 25\%$. Если относительная влажность $RH > 25\%$, то состав продуктов коррозии представлен в основном гидроксидом $\alpha-FeOOH$ (гетит). Кроме того, после плазменной обработки в образцах железа элементный анализ продуктов коррозии обнаруживает в их составе присутствие атомов азота, при этом анализ химического состояния атомов азота показал их соответствие нитратной группе NO_3^- , входящей в состав нитрата трехвалентного железа $Fe(NO_3)_3$.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Химический анализ атомов кислорода также показал, что часть атомов кислорода в продуктах коррозии соответствуют атомам О в нитратной группе NO_3 .

Таблица 1.

Образец	Параметры	Fe2p				O1s			N1s	
		Fe	Fe ₃ O ₄	Fe ₂ O ₃	FeOOH	1	2	3	1	2
0	Есв, эВ	706.8	708.4	709.8	-	529.9	531.5	533.1	-	-
	%	5	40	55	-	44	48	8	-	-
1	Есв, эВ	-	-	-	710.2	530.0	531.3	532.7	-	407.1
	%	-	-	-	100	28	28	44	-	100
2	Есв, эВ	-	-	-	710.2	530.0	531.1	532.5	401.9	406.8
	%	-	-	-	100	19	22	59	4	96
3	Есв, эВ	706.7	708.6	710.0	-	530.0	531.5	532.9	399.9	407.0
	%	8	26	66	-	50	42	8	38	62
4	Есв, эВ	-	-	-	710.2	530.0	531.3	532.8	400-402	407.0
	%	-	-	-	100	20	32	48	6	94

Область травления имела поперечные размеры 2×2 мм², при этом скорость травления коррозионного слоя составляла 5 нм/мин. Использование травления поверхности коррозионного слоя позволило измерить распределение концентраций элементов по глубине слоя, т. е. получить пространственные профили концентраций, примеры которых приведены на рис. 8. Видно, что в составе продуктов радиационной плазмохимической коррозии железа присутствует в основном оксигидроксид α -FeOOH (гетит). Наличие в составе продуктов коррозии нитрата $\text{Fe}(\text{NO}_3)_3$ позволяет сделать предположение, что химически активные азотсодержащие соединения, нарабатываемые в электронно – пучковой плазме, играют важную роль в механизме радиационной плазмохимической коррозии железа.

Для выяснения механизма радиационной коррозии железа в электронно – пучковой плазме влажного воздуха была разработана численная кинетическая модель ион-молекулярных процессов в радиационной плазме влажного воздуха, которая включает в себя более 700 элементарных процессов, в том числе с участием гидратированных ионов обоих знаков, которая прошла тестирование и валидацию на полученных экспериментальных результатах. Численное моделирование процесса коррозии железа на основе усовершенствованной модели Ленгмюра - Хиншеллуда показало, что гидратированные положительные и отрицательные ионы могут в определенных условиях заметно повышать скорость радиационной коррозии, однако чаще всего их вклад в процесс коррозии железа не является определяющим.

Из представленных экспериментальных данных и результатов численного моделирования видно, что радиационная коррозия железа является сложным многопараметрическим явлением, адекватное объяснение которого в рамках существующих современных представлений о процессах коррозии является затруднительным.

Работа выполнена при финансовой поддержке Госкорпорации «Росатом» (государственный контракт от 20 апреля 2021 г. № Н.4ч.241.09.21.1074 с дополнительными соглашениями № 1 от 27.01.2022 и № 2 от 20.02.2023).

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

ЛИТЕРАТУРА

1. Morco Ryan P., Josepha Jiju M., Hall David S., Medri Chantal, Shoesmith David W., and Wrena J. Clara. Modelling of radiolytic production of HNO_3 relevant to corrosion of a used fuel container in deep geologic repository environments // Corrosion Engineering, Science and Technology. – 2017. – 52 (1) - p. 141-147.
2. Lapuerta S., Bererd N., Moncoffre N., Millard-Pinard N., Jaffrezic H., Crusset D., Feron D. The influence of relative humidity on iron corrosion under proton irradiation // J. of Nuclear Materials. - 2008. - 375- p. 80 - 85.
3. Бабичев В.Н., Галеева К.Э., Кириченко А.Н., Некрасов А.А., Угодчикова А.В., Трушкин Н.И., Филиппов А.В., Черепанова Ю.В., Черковец В.Е. Коррозия железа в радиационной плазме влажного воздуха // Физика плазмы. -2023. -97(5) - с. 563 - 574.

ДЕЗАКТИВАЦИЯ ТКАНИ В СРЕДЕ СЖИЖЕННОГО ФРЕОНА HFC-134A

А. М. Федотов, В. А. Бабаин, А. А. Мурзин, А. Ю. Николаев
 АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина», Санкт-Петербург, Россия
 эл. почта: amfedotov11022@yandex.ru

При использовании классических водных методов дезактивации средств индивидуальной защиты (СИЗ) образуются значительные объемы вторичных жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Перспективным методом сокращения вторичных ЖРО является дезактивация в среде сверхкритических или сжиженных газов [1].

Сжиженные или сверхкритические газы, такие как CO_2 или фреон HFC-134a, обладают низким поверхностным натяжением и легко проникают в поры дезактивируемого материала. Для повышения эффективности дезактивации в систему необходимо вводить дополнительные соединения, в том числе различные лиганды, противоионы и воду. Лиганды способствуют образованию комплексов радионуклидов, противоионы, в качестве которых чаще всего выступают анионы органических кислот, обеспечивают нейтрализацию и перенос данных комплексов через границу раздела фаз.

Углекислый газ и фреон HFC-134a являются слабыми растворителями полярных соединений, в том числе комплексов радионуклидов, поэтому в систему необходимо вводить воду и поверхностно-активные вещества (ПАВ) для создания обратных макро- и микроэмульсий. Мицеллы таких эмульсий состоят из оболочки ПАВ и водного ядра, в которое и происходит извлечение радионуклидов [2,3].

После завершения процесса дезактивации сжиженный или сверхкритический газ отделяют от дезактивируемого материала и испаряют путем снижения давления и нагрева, при этом реагенты и извлеченные радионуклиды концентрируют в минимальном объеме. В свою очередь газ конденсируют и используют повторно.

Исследования [1,4,5], проведенные в среде сверхкритического и сжиженного CO_2 , показывают, что высокой эффективностью обладают дезактивирующие рецептуры, в составе которых в качестве лиганда используются краун-эфир или более безопасные и распространенные полиэтиленгликоли (ПЭГ) с добавлением в качестве противоионов различных кислот или их солей. Существенным недостатком применения углекислого газа в технологиях дезактивации является высокое давление процесса. Понизить давление процесса

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

можно путем замены углекислого газа на другой растворитель, например, на озон-дружественный фреон HFC-134a. В литературе отсутствуют данные по применению дезактивирующих рецептур на основе ПЭГ или краун-эфиров в среде сжиженных фреонов.

Целью данной работы является установление возможности использования перечисленных реагентов в среде сжиженного фреона, применение которого позволяет вести дезактивацию при более низком давлении, что положительно сказывается на безопасности процесса. Работа носит поисковый характер и направлена на минимизацию образования вторичных радиоактивных отходов, образующихся при дезактивации средств индивидуальной защиты в среде сжиженного фреона HFC-134a.

В рамках работы была изучена растворимость ПАВ различных классов в среде сжиженного фреона HFC-134a при температуре 60°C и давлении 1,5 МПа, в том числе анионных (лаурилсаркозинат натрия), катионных (бегеитримониум хлорид) и неионогенных (Тритон Х-114,100,45; Неонол АФ 9-10, 9-12; Лаурет-3, Zonyl FS-300, APG C-12-14). Наибольшей растворимостью обладают ПАВ, в состав которых входят фрагменты полиэтиленгликолей (ПЭГ).

В настоящей работе исследована дезактивация образцов хлопчатобумажной ткани в среде сжиженного фреона HFC-134a в присутствии коммерчески доступных лигандов, таких как ПЭГ Triton X-100, фторированный ПЭГ Zonyl FS-300 и краун-эфир ДЦГ18К6. Выбор концентраций лигандов $C_{\text{лиг}}$, производился исходя из результатов предварительных исследований растворимости данных веществ в среде сжиженного фреона. В качестве противоиона использовалась перфтороктановая кислота (ПФОК) с концентрацией 3 г/л. Изучалось извлечение радионуклидов: ^{137}Cs , ^{133}Ba , ^{65}Zn , ^{60}Co , ^{241}Am и ^{152}Eu , которые наносились на образцы ткани (рис.1) в количестве около 280 Бк/см².



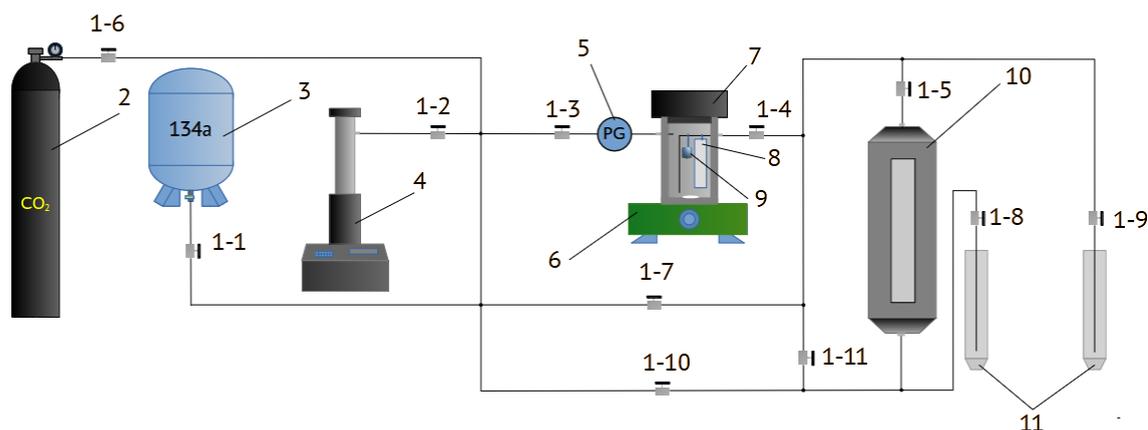
Рис. 1. Образцы хлопчатобумажной ткани плотностью 120 г/см² и размером 3×5 см

Дезактивация проводилась при температуре 60°C и давлении 1,5 МПа в течение 20 минут с помощью установки, схема которой представлена на рисунке 2.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

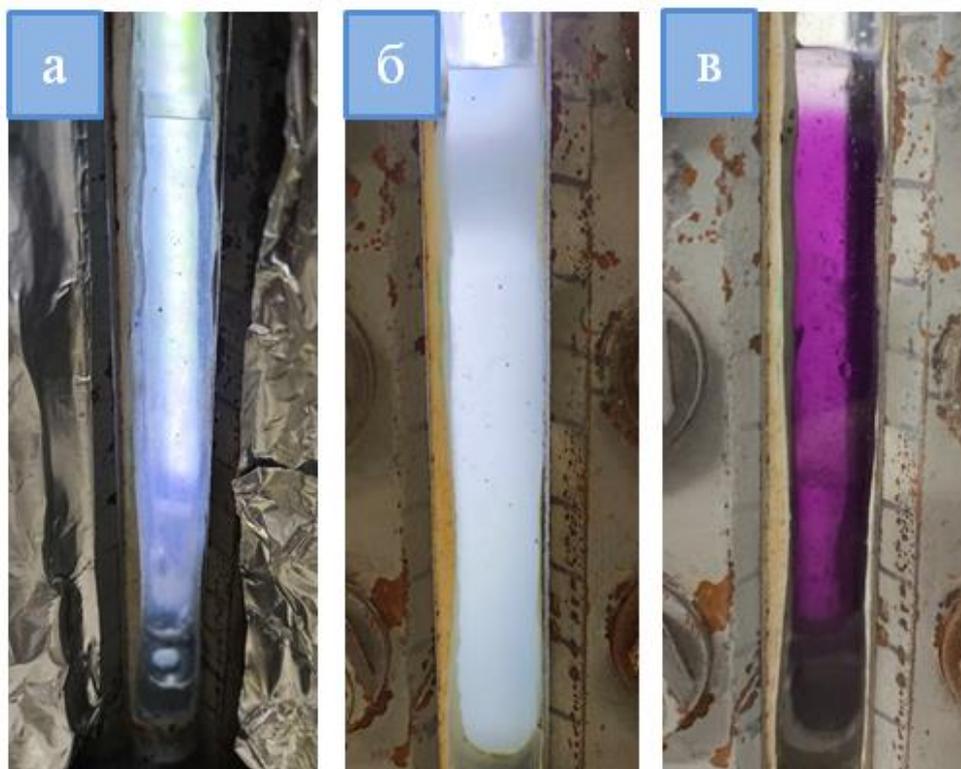
Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ



1-(1-11) – вентили, 2 – баллон с CO_2 , 3 – баллон с фреоном, 4 – насос,
 5 – манометр, 6 – магнитная мешалка, 7 – ячейка, 8 – образец,
 9 – кювета, 10 – ячейка со смотровым окном, 11 – сборники

Рис. 2 - Лабораторный комплекс оборудования для изучения процессов в среде сжиженных газов

Сжатый углекислый газ использовался для сохранения постоянства параметров процесса при вытеснении сжиженного фреона в сборники (11) с ацетоном. Ячейка (10) со смотровым окном позволяла наблюдать состояние системы после проведения процесса дезактивации (рис.3).



а – чистый сжиженный фреон, б – эмульсия ПАВ и воды в среде сжиженного фреона, в – окрашивание фреона при дезактивации цветной ткани

Рис. 3 - Состояние системы после проведения дезактивации

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

При изучении состояния системы после проведения дезактивации было установлено, что в системах с ПАВ и водой образуются эмульсии (рис. 3б), которые, как было отмечено выше, могут положительно влиять на процесс дезактивации. Также было замечено, что при дезактивации некоторых видов цветной ткани возможен частичный смыв красителя и окрашивание фреона (рис. 3в). При повторных циклах дезактивации яркость окраски фреона уменьшается, при этом не было отмечено визуального изменения цвета ткани и ухудшения потребительских свойств изделия.

С целью определения оптимального количества воды, вводимой в систему, была проведена серия экспериментов (рис. 4) по дезактивации ткани, загрязненной ^{137}Cs , в системе «ПФОК-вода-сжиженный фреон». Использование ПФОК обусловлено двумя факторами: во-первых, данное вещество выступает в роли органической кислоты, то есть противоиона, во-вторых, ПФОК может выступать в качестве ПАВ [2] и способствовать образованию эмульсий.

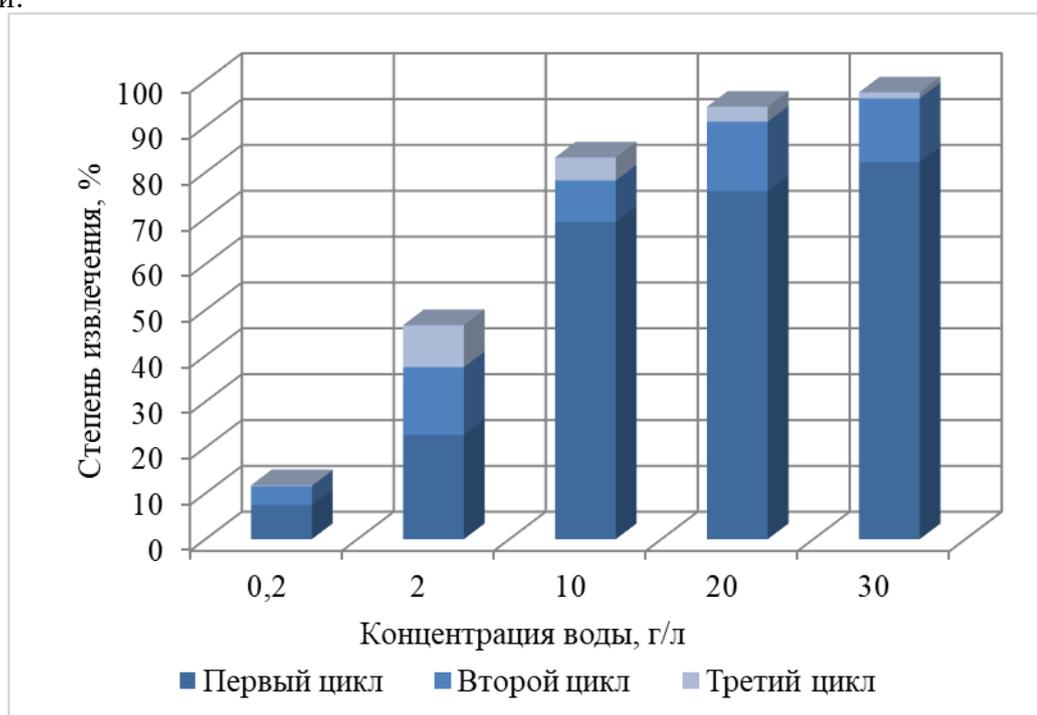


Рис. 4 - Влияние концентрации воды на эффективность извлечения ^{137}Cs

Полученные результаты свидетельствуют о том, что для повышения эффективности дезактивации в систему следует вводить не менее 10 г/л воды.

Эффективность предложенных лигандов оценивалась по коэффициентам дезактивации, которые представляют собой отношение активностей образца до и после дезактивации. Результаты дезактивации образцов приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Коэффициенты дезактивации образцов хлопчатобумажной ткани

Лиганд	С _{лиг} , г/л	С _{воды} , г/л	Коэффициенты дезактивации					
			^{137}Cs	^{133}Ba	^{65}Zn	^{60}Co	^{152}Eu	^{241}Am
-	0	20	4,2	79,3	1,1	2,6	1,9	—*
Zonyl FS-300	8	12	20,1	36,0	1,0	1,8	1,2	—
Zonyl FS-300	8	32	16,5	4,3	6,0	2,7	1,8	4,7
Triton X-100	20	20	9,9	111,2	2,1	1,9	2,5	2,6

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

Лиганд	С _{лиг} , г/л	С _{воды} , г/л	Коэффициенты дезактивации					
			¹³⁷ Cs	¹³³ Ba	⁶⁵ Zn	⁶⁰ Co	¹⁵² Eu	²⁴¹ Am
ДЦГ18К6	3	20	30,2	4,0	1,6	1,6	1,1	–

**эксперименты не проводились*

Результаты исследования показывают высокую эффективность предложенных реагентов в технологии дезактивации СИЗ загрязненных ¹³⁷Cs, ¹³³Ba (используемого как имитатора ⁹⁰Sr) в среде сжиженного фреона HFC-134a, что соответствует работам по дезактивации ткани в среде углекислого газа [1,4,5]. Для извлечения с поверхности ткани ⁶⁵Zn, ⁶⁰Co, ²⁴¹Am и ¹⁵²Eu необходим поиск более эффективных дезактивирующих рецептур. Полученные в ходе исследования результаты могут быть использованы для развития малоотходной технологии дезактивации материалов в среде сжиженных фреонов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Мясоедов, Б.Ф. Сверхкритическая флюидная экстракция радионуклидов / Б.Ф. Мясоедов, Ю.М. Куляко, А.Ю. Шадрин [и др.]. – Текст : // Сверхкритические Флюиды: Теория и Практика. – 2007. – Т. 2. – № 3. – С. 5-24.
2. Shimizu R. et al. Decontamination of radioactive contaminants from iron pipes using reactive microemulsion of organic acid in supercritical carbon dioxide //Journal of nuclear science and technology. – 2006. – Т. 43. – №. 6. – С. 694-698.
3. Park K. et al. Decontamination of radioactive contaminants using liquid and supercritical CO₂//Radioactive Waste. – IntechOpen, 2012.
4. Ershov V. V. et al. Cesium extraction by solutions of fluorine-containing phosphoric acids in liquid carbon dioxide //Proceedings of 6th Internat. Symp. on Supercritical Fluids. Versailles (France). – 2003. – С. 2087-2089..
5. Патент № 2168779 С2 Российская Федерация, МПК G21F 9/28. Способ сверхкритической флюидной экстракции металлов : № 99119830/06 : заявл. 14.09.1999 : опубл. 10.06.2001 / В. А. Бабаин, Р. Н. Киселева, А. А. Мурзин [и др.] ; заявитель Государственное унитарное предприятие Научно-производственное объединение "Радиевый институт им. В.Г. Хлопина". – EDN ZNBXV.

31.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»

Комплексные проекты в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ

СБОРНИК ТРУДОВ
XII МЕЖДУНАРОДНОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ
РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ
БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

29–31 октября 2025 г.

Москва, Президиум РАН

Электронное издание

Формат А4. Гарнитура «Times New Roman»
Уч.-изд. л. 15,47. Усл.-печ. л. 26,57

Москва, 2025

-
- i. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» (НП-053-16), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 сентября 2016 г. № 388 (зарегистрирован в Минюсте России 24 января 2017 г., рег. № 45375).
 - ii. Specific Safety Requirements «Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material» (SSR-6, 2018 Edition).
 - iii. Контейнер ТК-13. Техническое описание и инструкция по эксплуатации. Инв № 1332.00.00.000 ТО.
 - iv. «ТУК в помощь. Росатом создает востребованную рынком линейку систем для транспортировки и хранения ОЯТ». <https://atomvestnik.ru/2024/04/30/tuk-v-pomoshh/>.
 - v. О транспортировании отработавшего ядерного топлива реакторов типа ВВЭР. Курындин А.В., Строганов А.А., Курындина Л.А. (НТЦ ЯРБ).
 - vi. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации к структуре и содержанию программ управления ресурсом контейнеров для хранения и транспортирования радиоактивных материалов» (РБ-035-24), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 16 февраля 2024 г. № 57.
 - vii. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила физической защиты радиоактивных веществ и отдельных ядерных материалов при их транспортировании» (НП-073-23), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 23 ноября 2023 г. № 416 (зарегистрирован в Минюсте России 22 декабря 2023 г. рег. № 76569).
 - viii. Nuclear Security Recommendations on Radioactive Material and Associated Facilities. IAEA Nuclear Security Series № 14.
 - ix. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к планированию и обеспечению готовности к ликвидации последствий аварий при транспортировании грузов радиоактивных материалов» (НП-074-23), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 11 декабря 2023 г. № 446 (зарегистрирован в Минюсте России 20 марта 2024 г. рег. № 77569).
 - x. Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency Involving the Transport of Radioactive Material. IAEA. Specific Safety Guide (SSG-65).
 - xi. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по структуре и содержанию программ управления ресурсом контейнеров для хранения и транспортирования радиоактивных материалов» (РБ-035-24), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 16 февраля 2024 г. № 57.
 - xii. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по разработке программ обеспечения качества при транспортировании радиоактивных материалов» (РБ-110-16), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 27 января 2016 г. № 30.
 - xiii. The Management System for the Safe Transport of Radioactive Material. IAEA. Safety Guide (TS-G-1.4).
 - xiv. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Состав и содержание программы радиационной защиты при транспортировании радиоактивных материалов» (РБ-127-17), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 24 августа 2017 г. № 330.
 - xv. Radiation Protection Programmes for the Transport of Radioactive Material. IAEA. Safety Guide (TS-G-1.3).
 - xvi. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по составу и содержанию отчета по обоснованию безопасности при обращении с ядерными

-
- материалами, радиоактивными веществами и радиоактивными отходами при их транспортировании» (РБ-163-19), утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 23 декабря 2019 г. № 491.
- ^{xvii}. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии» (НП-061-05), утверждены Постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 декабря 2005 г. № 23.
- ^{xviii}. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила безопасности при перевозке радиоактивных материалов на объектах использования атомной энергии» (НП-025-22), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25 апреля 2022 г. № 145 (зарегистрирован в Минюсте России 28 июня 2022 г. № 69053).
- ^{xix}. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Пункты контейнерного хранения отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности» (НП-039-22), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 26 октября 2022 г. № 361 (зарегистрирован в Минюсте России 21 декабря 2022 г., рег. № 71732).
- ^{xx}. Storage of Spent Nuclear Fuel. IAEA. Specific Safety Guide (SSG-15 (Rev. 1)).
- ^{xxi}. Criticality Safety in the Handling of Fissile Material. IAEA. Specific Safety Guide (SSG-27).
- ^{xxii} Способ разбавления и иммобилизации облученного высокообогащенного уран-графитового топлива методом сухого смешивания и цементирования// Патент РК № 37124, 10.01.2025/Батырбеков Э.Г., Бакланов В.В., Коянбаев Е.Т., Гныря В.С., Бакланова Ю.Ю., Букина О.С.
- ^{xxiii} Olga S. Bukinaa, Yuliya Yu. Baklanova, Kuanysh K. Samarkhanova, Viktor V. Baklanov, Yerbolat T. Koyanbayev, Ivan M. Kukushkin, Igor M. Bolshinsky, Kenneth J. Bateman; Development of the Technological Process for the Igr Reactor's Highly-Enriched Irradiated Uranium-Graphite Fuel Immobilization / Journal of Nuclear Materials// Vol. 610, May 2025, 155801
- ^{xxiv} Состав матрицы для иммобилизации отработавшего уран-графитового топлива// Заявление патента РК № 2025/0239.1, 13.03.2025/Скаков М.К., Бакланов В.В., Коянбаев Е.Т., Бакланова Ю.Ю., Букина О.С.
- ^{xxv} Букина О.С., Бакланова Ю.Ю., Азбергенев М.Н., Кукса М.А. МЕТОДИКА ПОДБОРА СОСТАВА ЦЕМЕНТНОЙ МАТРИЦЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ОБЛУЧЕННОГО УРАН-ГРАФИТОВОГО ТОПЛИВА. *Вестник НЯЦ РК*. 2024;(4):43-53. <https://doi.org/10.52676/1729-7885-2024-4-43-53>
- ^{xxvi} Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла : НП-063-05 : Постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 20 декабря 2005 г. – Москва, 2006.