



РОСАТОМ



Российская Академия Наук



ИБРАЭ



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

29–31 октября 2025 Москва, Президиум РАН

СБОРНИК ТЕЗИСОВ





СБОРНИК ТЕЗИСОВ
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

C23

Сборник тезисов 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. — 230 с. —
Электронная книга. : ил. — ISBN 978-5-907375-24-6

Сборник тезисов 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 тезисы докладов 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 тезисы докладов.
Утверждено к открытой публикации на сайтах Конференции: <https://фцп-яrb.рф/conf2025/>
и ИБРАЭ РАН <http://www.ibrae.ac.ru/>

ISBN 978-5-907375-24-6

ISBN 978-5-907375-24-6



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

СОДЕРЖАНИЕ

О КОНФЕРЕНЦИИ.....	18
Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»	
АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ОРГАНИЗАЦИЯХ ГОСКОРПОРАЦИИ "РОСАТОМ"	
<i>В. В. Романов</i>	21
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>	22
КОНФОРМНОСТЬ И СЕЛЕКТИВНОСТЬ СТЕРЕОТАКСИЧЕСКОГО ОБЛУЧЕНИЯ – КАК ГАРАНТ ЭФФЕКТИВНОСТИ И БЕЗОПАСНОСТИ ПРОВЕДЕНИЯ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ	
<i>А. В. Голанов, Н. А. Антипина, В. В. Костюченко, С. А. Рыжский</i>	23
МОНИТОРИНГ И ПРОГНОЗ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ В ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ	
<i>М. И. Герменчук</i>	24
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
НОВЫЙ ДЕТЕКТОР ДЛЯ ЭПР ДОЗИМЕТРИИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА ОСНОВЕ СИНТЕТИЧЕСКОГО КАРБОНАТ ГИДРОКСИАПАТИТА	
<i>В. П. Пантелькин, А. Г. Цовьянов, С. Е. Крылов, П. П. Ганцовский, М. Р. Попченко</i>	26
ПРОТИВОЛУЧЕВОЙ ЭФФЕКТ ИННОВАЦИОННОЙ СХЕМЫ КОРРЕКЦИИ ОСТРОГО ЛУЧЕВОГО СИНДРОМА	
<i>Л. А. Ромодин, А. А. Московский, О. В. Никитенко, Т. М. Бычкова</i>	27
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ-238,239+240 В ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ (ПОЧВЕ, РАСТЕНИЯХ И БИОЛОГИЧЕСКИХ ТКАНЯХ)	
<i>З. В. Стреляева, Р. А. Король, К. С. Дрозд, А. В. Бардюкова</i>	28
МЕЖДУНАРОДНЫЙ И ОТЕЧЕСТВЕННЫЙ ОПЫТ КАТЕГОРИРОВАНИЯ ПОМЕЩЕНИЙ АЭС. СРАВНЕНИЕ И АНАЛИЗ ПОДХОДОВ	
<i>Д. А. Никанорова, И. В. Кудрявцева</i>	29
ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ С ПОМОЩЬЮ СИСТЕМЫ ФРЕГАТ, ПРИ ПРОВЕДЕНИИ СЕАНСОВ СТЕРЕОТАКСИЧЕСКОЙ РАДИОХИРУГИИ	
<i>К. Ю. Кеппер, Н. А. Антипина, С. А. Рыжский</i>	31
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НА АЭС: СОСТОЯНИЕ, АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ	
<i>И. В. Долженков, С. В. Барауля, И. Н. Евдокимов, В. А. Замков</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>	33
АСПЕКТЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ И РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА В СЛУЧАЕ АВАРИИ НА АЭС	
<i>А. Д. Косов, А. А. Орехов</i>	34

СОВРЕМЕННЫЕ СИСТЕМЫ МОНИТОРИНГА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ <i>В. О. Хмелевский</i>	35
ОПЫТ ОБОСНОВАНИЯ ЗОН АВАРИЙНОГО РЕАГИРОВАНИЯ ВОКРУГ АЭС В РОССИЙСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ ПРОЕКТАХ: ТРЕБОВАНИЯ НАЦИОНАЛЬНЫХ НАДЗОРНЫХ ОРГАНОВ, КРИТЕРИИ, МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ <i>А. С. Фролов, А. А. Быстрова</i>	36
НОРМАТИВНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА ДЛЯ ОИАЭ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ» <i>Р. И. Бакин</i>	37
РАСЧЕТНЫЙ МЕТОД И РАСЧЕТНЫЕ СРЕДСТВА ДЛЯ ЗАДАЧ МИНИМИЗАЦИИ ПОСЛЕДСТВИЙ ИНЦИДЕНТОВ С РАДИАЦИОННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ <i>С. Н. Красноперов</i>	38
ОБОСНОВАНИЕ ПОДХОДОВ К НОРМИРОВАНИЮ ВЫБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ НА АЭС ЛЕГКОВОДНЫМИ РЕАКТОРАМИ ПРИ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ <i>А.-Н. В. Вуколова, А. П. Долгих</i>	39
80 ЛЕТ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ <i>И. И. Линге, К. Г. Бочаров</i>	40
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НАСЕЛЕНИЯ: ОПЫТ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ <i>Н. К. Шандала, Ю. Е. Квачева, С. М. Киселёв, Е. Г. Метляев</i>	44
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ПЕРСОНАЛА И НАСЕЛЕНИЯ. ИСТОРИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ И СОВРЕМЕННЫЕ ПРОБЛЕМЫ <i>В. Г. Барчуков, В. Н. Клочков, О. А. Кочетков, С. М. Шинкарев, А. П. Панфилов</i>	45
УПРАВЛЕНИЕ ТЕРРИТОРИЯМИ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ, СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПРАВОВОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ <i>Д. Е. Павлов, Е. В. Шмелева, Л. Б. Басалай</i>	46
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>	47
РОЛЬ ОБРАЗОВАТЕЛЬНЫХ МЕРОПРИЯТИЙ В ОБЕСПЕЧЕНИИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ <i>С. А. Рыжский</i>	48
ОЦЕНКА ПРЕДПОЛАГАЕМЫХ ФАКТОРОВ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ В РЕЖИМЕ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС, НАХОДЯЩЕЙСЯ НА ЭТАПЕ ПРОЕКТИРОВАНИЯ <i>И. А. Родионов, Д. К. Сапрыкин</i>	49
ОСНОВНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ УСТАНОВОК УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА <i>С. В. Синегрибов, А. В. Курындин, к.т.н., А. М. Киркин, М. С. Полянский</i>	50
БАЗОВЫЕ ЗНАЧЕНИЯ УДЕЛЬНОГО ВЫБРОСА РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ ДЛЯ ОЦЕНКИ СООТВЕТСТВИЯ ПРИНЦИПАМ МЕТОДОЛОГИИ INPRO ДЛЯ ПРОЕКТОВ МАЛЫХ МОДУЛЬНЫХ РЕАКТОРОВ МОРСКОГО БАЗИРОВАНИЯ <i>А. А. Екидин, Е. И. Назаров, М. Е. Васянович, А. Н. Швалев</i>	51

ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ УСТАНОВОК УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА <i>П. А. Кизуб, П. А. Блохин</i>	52
К ВОПРОСУ О НЕОДНОЗНАЧНОМ ПОНИМАНИИ ПРИНЦИПА ОПТИМИЗАЦИИ ЗАЩИТЫ <i>Е. М. Мелихова</i>	53
ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И РАЗВИТИЕ НОРМАТИВНОЙ БАЗЫ В ОБЛАСТИ РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ХРАНЕНИЯ И ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ <i>В. А. Лось, А. З. Каримов</i>	54
КОМПЛЕКСНАЯ ОЦЕНКА ОБЛУЧЕНИЯ ГОРОДСКОГО НАСЕЛЕНИЯ РОССИИ ПРИРОДНЫМИ РАДИОНУКЛИДАМИ <i>И. В. Ярмошенко</i>	54
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>	56
ИССЛЕДОВАНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ТРИТИЯ В ДИКОРАСТУЩИХ РАСТЕНИЯХ, ПРОИЗРАСТАЮЩИХ НА ТЕРРИТОРИИ С ПОДЗЕМНЫМ ИСТОЧНИКОМ ТРИТИЯ <i>А. В. Михайлов, С. Н. Лукашенко, А. В. Томсон, М. А. Эдомская</i>	57
МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННО-ЭКОЛОГИЧЕСКИХ ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ АРКТИЧЕСКИХ МОРЕЙ <i>А. И. Крышев, Т. Г. Сазыкина</i>	58
ПРОБЛЕМЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА ПЭТ-ЦЕНТРА ПРИ РАБОТЕ С РФП НА ОСНОВЕ ^{18}F <i>С. Е. Охрименко, С. А. Рыжкин, Н. А. Аكوпова, Е. П. Ермолина, В. А. Сухов</i>	59
АВТОНОМНЫЙ РЕЖИМ РАБОТЫ ЭНЕРГООБЛОКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ С ВВЭР: НЕОБХОДИМОСТЬ НОВОГО СВОЙСТВА, СПОСОБ РЕАЛИЗАЦИИ <i>В. Е. Юрин</i>	60
ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ И ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ПУНКТА ВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ ОЯТ И РАО В ГУБЕ АНДРЕЕВА <i>А. А. Филонова, В. А. Серегин, Д. В. Исаев, Н. К. Шандала</i>	61
ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ МОРСКОЙ ТЕХНИКИ <i>К. А. Белошицкий</i>	62
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>	63
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>	65

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ <i>М. Д. Пышкина, О. Л. Ташлыков</i>	66
БИОДОЗИМЕТРИЯ ВНУТРЕННЕГО НЕРАВНОМЕРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ ⁹⁰ Sr. МОДЕЛЬНЫЕ ПОДХОДЫ И ПРОБЛЕМЫ ВАЛИДАЦИИ <i>Е. И. Толстых, Е. А. Шишкина, Ю. Р. Ахмадуллина, А. В. Акеев</i>	67
РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНАЯ ОДЕЖДА ДЛЯ РАБОТЫ В ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ <i>М. Н. Лифанов, Е. А. Альбац, В. И. Логинов</i>	68
ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ИЗМЕРЕНИЯ В ПОЛЯХ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ЗАХВАТНОГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ <i>Д. И. Комар, В. Д. Гузов, С. В. Лазаренко</i>	69
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>	70
ПРОБЛЕМА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ РЕКОНСТРУКЦИИ ДОЗ НА ПРИМЕРЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ РЕКИ ТЕЧИ <i>Е. А. Шишкина, Е. И. Толстых, П. А. Шарagin¹</i>	71
РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЕ И РАДИОБИОЛОГИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ЗОНЕ КЫШТЫМСКОЙ АВАРИИ <i>Е. В. Антонова, В. Н. Позолотина, Л. Н. Михайловская</i>	72
ПОДХОДЫ К ОРГАНИЗАЦИИ ПРОГРАММ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА, ЗАНЯТОГО ОБРАЩЕНИЕМ С МОКС ТОПЛИВОМ <i>А. В. Ефимов, А. Б. Соколова</i>	73
ОЦЕНКА СОДЕРЖАНИЯ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В АЭРОЗОЛЯХ ВОЗДУХА НА ТЕРРИТОРИИ ПОЛЕССКОГО РАДИАЦИОННО-ЭКОЛОГИЧЕСКОГО ЗАПОВЕДНИКА <i>С. А. Калинин, В. Н. Калинин, С. А. Тагай, О. А. Шуранкова, В. Н. Бортновский, А. А. Суднеко</i>	74
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>	75
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИНФОРМАЦИОННО-СТАТИСТИЧЕСКОГО ПОДХОДА ПРИ АНАЛИЗЕ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ПОГЛОЩЕННЫХ ДОЗ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ ЗА 10 ЛЕТ (2011-2020 ГГ.) <i>Ю. Н. Брагин, А. Г. Цовьянов, В. П. Крючков, А. Г. Сивенков, В. Е. Журавлева</i>	76
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>	77
РЕТРОСПЕКТИВНАЯ ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ ОТ ВЫБРОСА УГЛЕРОДА-14 БИЛИБИНСКОЙ АЭС <i>Е. И. Назаров</i>	78

ОЦЕНКА РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ВЫБРОСОВ ^{131}I НА РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОМ ПРОИЗВОДСТВЕ <i>А. А. Бурякова, А. И. Крышев</i>	79
РЕШЕНИЕ ЗАДАЧ ОПТИМИЗАЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ БАЗЫ ДАННЫХ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ <i>А. Ф. Семенова, О. Л. Ташлыков</i>	80
РАЗРАБОТКА СЕРИИ ОТЕЧЕСТВЕННЫХ ЖИДКОСЦИНТИЛЛЯЦИОННЫХ КОКТЕЙЛЕЙ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ «МЯГКИХ» БЕТА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ <i>Е. В. Федунова, А. В. Михайлов, Н. А. Еремина, С. Н. Лукашенко, А. В. Томсон</i>	81
АЩИТА ГАЗОВОГО ТРАКТА СИСТЕМЫ КГО РУ БРЕСТ-ОД-300 ОТ ПОПАДАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ <i>А. В. Драгунова, М. С. Моркин</i>	82
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ МАССОПЕРЕНОСА ЦЕЗИЯ И ЙОДА В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ <i>Н. Е. Дубенков, Г. А. Хачересов</i>	83
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>	84
ТРИТИЕВАЯ ПРОБЛЕМА НА АЭС С ВВЭР. ПУТИ РЕШЕНИЯ <i>С. С. Полянцев, М. А. Медведев</i>	85
АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОЧЕНЬ НИЗКОАКТИВНЫМИ (НЕРАДИОАКТИВНЫМИ) ОТХОДАМИ <i>Д. А. Шаров, М. В. Демьяненко</i>	85
МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ ПО РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ <i>А. В. Симаков, Ю. В. Абрамов, Н. Л. Проскуракова</i>	86
МЕТОДЫ ОЦЕНКИ ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ПЕРСОНАЛ ПРИ РАБОТЕ С ТРИТИЕМ ИЛИ НАХОДЯЩИЙСЯ В СФЕРЕ ЕГО ВОЗДЕЙСТВИЯ <i>С. А. Сидоренко, М. А. Эдомская, М. В. Маркова, К. Е. Шаврина, А. А. Шупик</i>	87
БЕЗОПАСНОЕ ОБРАЩЕНИЕ С ОГФУ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ТОПЛИВНОЙ КОМПАНИИ ТВЭЛ НА ПРИМЕРЕ АО «УЭХК» <i>А. В. Наливайко</i>	88
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. Коцеева, М. В. Скворцов, А. С. Шаповалов, А. В. Понизов</i>	89
МЕТОДИКИ И РЕЗУЛЬТАТЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ПОСТУПЛЕНИЯ В АТМОСФЕРУ ТРИТИЯ И УГЛЕРОДА-14 <i>А. А. Рыбин, М. В. Ряскова, В. В. Серебряков</i>	90
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>	91

ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЕЙ КОНЦЕНТРАЦИЙ ТРИТИЯ И МЕХАНИЗМОВ ЕГО ПОСТУПЛЕНИЯ В АТМОСФЕРНЫЙ ВОЗДУХ НА ТЕРРИТОРИИ С ПОДЗЕМНЫМ ИСТОЧНИКОМ ТРИТИЯ <i>С. Н. Лукашенко, А. В. Михайлов, Д. Н. Курбаков, А. В. Томсон, Д. А. Кондаков, Е. В. Федунева, М. А. Эдомская</i>	92
АСРК ЦИКЛОТРОНА ДЦ-140: ПРОЕКТНЫЕ РЕШЕНИЯ И СТАТУС РЕАЛИЗАЦИИ <i>П. А. Комаров, С. В. Митрофанов</i>	93
РАЗРАБОТКА ИННОВАЦИОННЫХ УСТАНОВОК ДЛЯ ТЕРРИТОРИАЛЬНЫХ И ОТРАСЛЕВЫХ СИСТЕМ МОНИТОРИНГА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ <i>А. А. Свиридов, Н. Г. Швалев</i>	94
ВЛИЯНИЕ ВОДОРАСТВОРИМОЙ ФОРМЫ ИНДРАЛИНА И КЛАССИЧЕСКИХ АНТИОКСИДАНТОВ НА РАДИАЦИОННО-ИНДУЦИРОВАННЫЙ ОКИСЛИТЕЛЬНЫЙ СТРЕСС В КЛЕТКАХ ЛИНИИ А549 <i>А. А. Московский, Л. А. Ромодин</i>	95
ОПТИМИЗАЦИЯ НАЗНАЧЕННОЙ АКТИВНОСТИ РФЛП И ВРЕМЕНИ СКАНИРОВАНИЯ В ИССЛЕДОВАНИЯХ ПЭТ/КТ <i>С. С. Аверьянова-Онищенко, С. А. Рыжкин</i>	96
ЦИФРОВИЗАЦИЯ ПРОЦЕССОВ УПРАВЛЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТЬЮ <i>В. А. Кузнецов</i>	97
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>	98
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>	99
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ФАРМАКОКИНЕТИКИ ¹³¹ I ДЛЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ РАДИОЙОДТЕРАПИИ ЛЁГОЧНЫХ МЕТАСТАЗОВ ДИФФЕРЕНЦИРОВАННОГО РАКА ЩИТОВИДНОЙ ЖЕЛЕЗЫ <i>О. П. Александрова, А. Н. Клёпов</i>	100
СТАНОВЛЕНИЕ НАЦИОНАЛЬНОГО ЭЛЕКТРОННОГО ПОРТАЛА ЯДЕРНЫХ ЗНАНИЙ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ПРАКТИЧЕСКОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ <i>Н.К. Гурнович, О.М. Луговская, С.Н. Сытова</i> ,.....	101
НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ НОРМАТИВНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОГО ПРЕКРАЩЕНИЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОИАЭ <i>Д. А. Савин</i>	102
ОСОБЕННОСТИ РАЗРАБОТКИ ВАБ УРОВНЯ 2 БЛОКА АС ПРИ УЧЕТЕ МЕСТ НАХОЖДЕНИЯ ИСТОЧНИКОВ РАДИОАКТИВНОСТИ, ОТЛИЧНЫХ ОТ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА И БАСЕЙНА ВЫДЕРЖКИ <i>М. Ю. Ивочкин</i>	103
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>	104

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

ЭКСПЕРТИЗА И АТТЕСТАЦИЯ ПРОГРАММ ДЛЯ ЭВМ, ПРИМЕНЯЕМЫХ ПРИ ОБОСНОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ <i>Д. С. Громов, Р. А. Шевченко, Д. А. Яшников</i>	107
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>	108
ПРОГРАММНЫЕ КОМПЛЕКСЫ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЙ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ОИАЭ <i>И. В. Капырин, П. А. Блохин</i>	109
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>	110
РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА ДЛЯ ОЦЕНКИ ПАРАМЕТРОВ САМОПРОИЗВОЛЬНОЙ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИИ В ПРОИЗВОДСТВЕННЫХ УСЛОВИЯХ И ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЙ О МЕРАХ ЗАЩИТЫ ПЕРСОНАЛА <i>И. Д. Садофьев¹, Д. А. Припачкин¹, Ю. Н. Мартынюк^{1,2}, М. П. Панин¹</i>	112
ВЫБОР МЕТОДА ВЫПОЛНЕНИЯ АНАЛИЗА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ И ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ РАСЧЕТА РАДИАЦИОННЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ НА ОСНОВЕ ЗАМЕЧАНИЙ РОССИЙСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ ЭКСПЕРТОВ К ОБОСНОВАНИЮ ПРОЕКТА АЭС-2006 <i>Р. А. Долганов, А. С. Фролов</i>	113
СИСТЕМА «АРГУС» ДЛЯ КОМПЛЕКСНОГО РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ, ВОЗНИКАЮЩИХ ПРИ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ НА АЭС С ВВЭР <i>И. А. Евдокимов, Е. Ю. Афанасьева, П. М. Калинин, А. Г. Хромов, А. А. Сорокин, В. В. Атражеев, Д. В. Дмитриев, Д. В. Ивонин, И. О. Горюшин, А. Ю. Бурцев, С. П. Золотарев, С. В. Бабкин, Т. Ю. Квичанская</i>	114
КОД РТОП-СА: МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТВЭЛОВ И ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ПЕРВЫЙ КОНТУР ВВЭР ПРИ РАЗЛИЧНОЙ СТЕПЕНИ ПОВРЕЖДЕНИЯ ОБОЛОЧКИ <i>А. А. Сорокин, И. А. Евдокимов, Е. Ю. Афанасьева, П. М. Калинин, Д. В. Ивонин</i>	115
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>	116
ОПЕРАТИВНАЯ ТРЕХМЕРНАЯ МОДЕЛЬ ВЛИЯНИЯ ТЕРМИЧЕСКОЙ НЕОДНОРОДНОСТИ ПОДСТИЛАЮЩЕЙ ПОВЕРХНОСТИ НА ДИФФУЗИЮ АВАРИЙНЫХ ВЫБРОСОВ В АТМОСФЕРЕ <i>Д. Ю. Гуляев</i>	118
ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ РАСЧЕТА И АНАЛИЗА ДАННЫХ ПЕРЕНОСА - НАКОПЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА Н-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>	118

«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>	<i>119</i>
ВАЛИДАЦИЯ РАСЧЕТНОГО КОДА ОДЕТТА-F НА ЭКСПЕРИМЕНТЕ С МАКЕТОМ МОДУЛЯ ВОСПРОИЗВОДСТВА ТРИТИЯ (NEA-1553/71) <i>И. А. Игнатъев, В. П. Березнев.....</i>	<i>121</i>
МЕТОДЫ И ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА, ПРИМЕНЯЕМЫЕ ПРИ УСТАНОВЛЕНИИ НОРМАТИВОВ ВЫБРОСОВ И СБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ <i>Н. А. Шкляев, А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, М. Ю. Орлов, Н. Б. Тимофеев, Р. М. Поляков</i>	<i>122</i>
РАСЧЕТ ДОПОЛНИТЕЛЬНОЙ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ПОМЕЩЕНИЙ КОМПЛЕКСА АМБ <i>С. В. Денисов, А. В. Щербаков.....</i>	<i>123</i>
ОТДЕЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ПРИМЕНИМОСТИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ФГУП «ПО «МАЯК» <i>С. В. Денисов.....</i>	<i>124</i>
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>	<i>125</i>
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>	<i>126</i>
ЧИСЛЕННОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛЕЙ ВТОРИЧНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ И ДОЗОВОЙ ОБСТАНОВКИ В ЦИКЛОТРОННОМ КОМПЛЕКСЕ ЦЕНТРА РАДИОНУКЛИДНОЙ ПЭТ-ДИАГНОСТИКИ <i>А. Н. Клёнов, Ю. А. Кураченко, О. П. Александрова</i>	<i>127</i>
ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК КОНСТРУКЦИОННЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК РАСЧЕТНЫМ МЕТОДОМ НА ЭТАПЕ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ С ПРИМЕНЕНИЕМ УНИВЕРСАЛЬНОГО ИНЖЕНЕРНОГО ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ПОВЫШЕННОЙ ТОЧНОСТИ «MNT-CUDA» <i>С. С. Селькин, И. Е. Иванов, И. П. Аряпов, Д. А. Шаров</i>	<i>129</i>
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>	<i>130</i>
УЧЕТ ПОВРЕЖДЕНИЙ, ПОЛУЧЕННЫХ ПРИ МЕХАНИЧЕСКИХ ВОЗДЕЙСТВИЯХ В АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЯХ ПЕРЕВОЗОК, В РАСЧЕТАХ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И В РАСЧЕТЕ ТЕПЛОВОГО СОСТОЯНИЯ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ОЯТ <i>М.-Е. Буду, С. В. Комаров, И. В. Гусаков-Станюкович.....</i>	<i>131</i>
РАСЧЁТ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ИЗЛУЧЕНИЯ НА ПОВЕРХНОСТИ КОНТЕЙНЕРА ТУК-1410 ПРИ ПОМОЩИ РАЗРАБОТАННОЙ ПРОГРАММЫ B80GR В РАМКАХ ПАКЕТА ПРОГРАММ САПФИР <i>А. А. Гусев, Л. В. Клименко.....</i>	<i>132</i>

ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЕ РАДИОНУКЛИДА АМЕРИЦИЯ ПРИ НАГРЕВЕ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА В АТМОСФЕРЕ ВОЗДУХА <i>Н. М. Барбин, С. А. Титов</i>	133
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>	135
О ПОДХОДАХ К ОЦЕНКЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ <i>Я. А. Байрачный, А. З. Каримов, В. А. Лось</i>	136
РАСЧЕТ ПАРАМЕТРОВ СТАПЕЛЯ ФИЗИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ (СТАФК) <i>М. Ю. Сметанин, С. В. Денисов</i>	137
МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ПОЛЕЙ И РАСЧЕТ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ УСКОРТЕЛЯ ЭЛЕКТРОНОВ МТ-25 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО ПАКЕТА FLUKA <i>Е. А. Болатказыев, С. А. Алексеев, П. А. Комаров</i>	138
РАЗРАБОТКА ИНЖЕНЕРНОЙ ПРОГРАММЫ ПОВЫШЕННОЙ ТОЧНОСТИ ДЛЯ ОПЕРАТИВНЫХ РАСЧЕТОВ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ <i>В. М. Сошников, Ю. Е. Ванев, Е. В. Катаев</i>	139
ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЙ ФАНТОМ ДЛЯ ДОЗИМЕТРИИ КРАСНОГО КОСТНОГО МОЗГА ПЛОДА НА 24-Й НЕДЕЛЕ БЕРЕМЕННОСТИ МАТЕРИ <i>П. А. Шарagin, Е. И. Толстых, Е. А. Шишкина</i>	140
ГИДРОГЕОЛОГИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ GERA ДЛЯ ЗАДАЧ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ <i>Д. В. Ануприенко, И. В. Капырин</i>	141
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕРХНОСТНЫХ И ПОДЗЕМНЫХ ВОД В КОДЕ GERA <i>К. А. Новиков</i>	142
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ПОДЗЕМНОЙ ГИДРОДИНАМИКИ В КОНСТРУКЦИЯХ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ЦИФРОВОМ ПРОДУКТЕ ЛОГОС ГИДРОГЕОЛОГИЯ <i>И. В. Горев, Г. О. Кузина, М. Л. Сидоров</i>	143
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ГЕОМИГРАЦИОННЫХ ПРОЦЕССОВ В КРИСТАЛЛИЧЕСКОМ МАССИВЕ <i>Ф. В. Григорьев, А. В. Плёткин</i>	144
ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА «НИМФА» ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ГЕОФИЛЬТРАЦИИ И ГЕОМИГРАЦИИ НА ОБЪЕКТАХ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ» <i>В. Л. Воронин</i>	145
АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ И КАЛИБРАЦИЯ ГЕОМИГРАЦИОННОЙ МОДЕЛИ НА ПРИМЕРЕ ПРИПОВЕРХНОСТНЫХ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ ОТХОДОВ <i>Р. А. Камышева, В. А. Лехов</i>	146
РАЗВИТИЕ КОДОВ НОСТРАДАМУС И РОМ ДЛЯ ЗАДАЧ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ АНАЛИЗЕ ВОЗМОЖНЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙНЫХ АТМОСФЕРНЫХ ВЫБРОСОВ <i>А. А. Киселев</i>	147

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>	149
ОСОБЕННОСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ МИГРАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ В БЛИЖНЕЙ ЗОНЕ ОБЪЕКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ <i>М. Ю. Ширнин, Г. Д. Неуважаев, Д. В. Ануфриенко</i>	150
АСИМПТОТИЧЕСКАЯ ТЕОРИЯ КЛАССИЧЕСКОГО ПЕРЕНОСА ПРИМЕСИ В НЕОДНОРОДНОЙ И НЕСТАЦИОНАРНОЙ СРЕДЕ ГАМИЛЬТОНОВ ФОРМАЛИЗМ <i>П. С. Кондратенко, Л. В. Матвеев</i>	151
К ВОПРОСУ О СОЗДАНИИ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО В ГАЛИТАХ <i>О. О. Корчагина, Л. В. Матвеев</i>	152
Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и РАО»	
ТРАНСФОРМАЦИЯ ФГУП «РАДОН» - ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ, ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ <i>И. А. Пронь</i>	155
РАЗВИТИЕ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ОДЦ УТР В ОБЛАСТИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯРОО <i>Е. В. Беспала, С. Г. Котляревский, А. О. Павлюк, Р. И. Кан, С. С. Мешков, Д. А. Ижойкин, В. А. Кузов</i>	155
ДОРОЖНАЯ КАРТА СОЗДАНИЯ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО ДО 2050 <i>С. А. Дерябин</i>	156
ТЕХНОЛОГИИ СБАЛАНСИРОВАННОГО ЯТЦ И ИХ ВКЛАД В ДОЛГОСРОЧНУЮ БЕЗОПАСНОСТЬ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ И РАО В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ <i>И. В. Гусаков-Станюкович</i>	157
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, Уткин С.С.</i>	159
КОНЦЕПЦИЯ СОЗДАНИЯ ПИЛ И ПГЗРО <i>П. А. Блохин</i>	160
АКТУАЛЬНЫЕ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ЗАДАЧИ ПО РАЗВИТИЮ СИСТЕМЫ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО КЛАССОВ 3 И 4 <i>В. Ю. Коновалов, А. А. Самойлов</i>	161
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>	162
ИСТОРИЯ ЛЕНСПЕЦКОМБИНАТА РАДОН <i>А. В. Плотников</i>	163
СЕВРАО – ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ РЕЗУЛЬТАТЫ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ЗА 25 ЛЕТ <i>Д. А. Дрожжилкин</i>	164

ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ФГУП "РАДОН" ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ <i>С. М. Лащенко, Е. П. Макаров, И. И. Кадыров</i>	165
ИЗВЛЕЧЕНИЕ И СОРТИРОВКА ТРО, РАЗМЕЩЕННЫХ НАВАЛЬНЫМ СПОСОБОМ В ОТСЕКАХ ХТРО <i>И. А. Леявин</i>	166
ПРИРОДОПОДОБНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ДЛЯ ИЗОЛЯЦИИ АКТИНИДОВ <i>С. В. Юдинцев</i>	168
СОСТОЯНИЕ РАБОТ ПО ДОИЗУЧЕНИЮ СВОЙСТВ СИСТЕМЫ ЕСТЕСТВЕННЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ППЗРО <i>В. С. Гупало, Д. А. Озерский, П. А. Блохин</i>	169
ЕСТЕСТВЕННАЯ РАДИОАКТИВНОСТЬ НЕДР УЧАСТКА ЕНИСЕЙСКИЙ ДЛЯ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО <i>А. Ю. Озерский</i>	170
ПОВЕДЕНИЕ МАТЕРИАЛОВ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ В МОДЕЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО <i>В. В. Крупская, С. В. Закусин, И. А. Морозов, Т. А. Королева, Е. А. Тюпина, П. П. Козлов, К. А. Бодырев, Е. А. Савельева, П. А. Блохин</i>	171
АКТУАЛЬНЫЕ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ЗАДАЧИ И ПРОБЛЕМАТИКА ПУНКТОВ ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ ЖРО <i>В. В. Сускин</i>	172
АНАЛИЗ ПРАКТИКИ ПАСПОРТИЗАЦИИ РАО В КОНТЕКСТЕ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ТРЕБОВАНИЙ ПО ДОЛГОВРЕМЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ <i>В. А. Сердечная</i>	174
ИНФОРМАЦИОННЫЕ СИСТЕМЫ СОПРОВОЖДЕНИЯ ПРОЕКТОВ ПО ЗАХОРОНЕНИЮ РАО <i>В. С. Свительман, Е. А. Савельева</i>	175
ВОЗМОЖНОСТИ ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА НА ПРИМЕРЕ ПОДЗЕМНОЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЛАБОРАТОРИИ <i>Д. М. Лунов, А. А. Рукавичникова</i>	176
ПРОБЛЕМЫ ВЫБОРА ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛОВ И ТЕХНОЛОГИЙ СОЗДАНИЯ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТОВ ДОЛГОСРОЧНОГО ХРАНЕНИЯ И ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>О. А. Ильина</i>	177
АПРОБАЦИЯ МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ СОСТОЯНИЯ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ ТВЕРДЫХ РАО ПОСЛЕ ЗАКРЫТИЯ МЕТОДОМ НАЗЕМНОЙ ЛАЗЕРНОЙ СЪЕМКИ <i>Ин. И. Линге, А. С. Нужный, Е. А. Савельева</i>	178
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>	180

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. Бежунов, А. В. Мастеров, Н. В. Кузин, Н. С. Рыков, Д. В. Волнистов, Ю. В. Красников, А. М. Степанов</i>	181
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>	182
РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ НЕОБХОДИМОЙ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ПЕЧИ ЭП-6 <i>М. Ю. Сметанин, С. В. Денисов</i>	183
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>	184
ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ СИСТЕМЫ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО <i>Е. О. Кузнецова</i>	185
ПЛАНИРОВАНИЕ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ С ПРИМЕНЕНИЕМ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ ИАС РАО <i>Е. Г. Мамчиц, А. Ю. Иванов, А. А. Самойлов</i>	186
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</i>	187
АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ХАРАКТЕРИЗАЦИИ РАО ПО РАДИАЦИОННОМУ ФАКТОРУ <i>А. С. Коротков, Д. А. Шаров</i>	188
ОПЫТ АО «НИКИМТ-АТОМСТРОЙ» ПО СОЗДАНИЮ КОМПЛЕКСОВ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ РАО <i>Д. А. Федоров</i>	189
ОБОСНОВАНИЕ ПРИЕМЛЕМОСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ЗАРУБЕЖНОГО ОЯТ В РФ (ПОСЛЕ ВЫДЕЛЕНИЯ «КОРОТКОЖИВУЩЕЙ» ФРАКЦИИ) <i>Т. А. Александрова, А. А. Самойлов, Г. Д. Неуважаев, А. А. Аракелян, И. В. Гусаков-Станюкович, А. В. Шереметьев</i>	191
ФОРМИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ЙОДСОДЕРЖАЩИМИ СОРБЕНТАМИ НА ФГУП «ПО МАЯК» <i>П. В. Козлов, Р. В. Паиковский, С. В. Степанов, В. А. Ремизова, С. М. Шайдуллин, С. А. Лукин, П. А. Блохин</i>	192
К ВОПРОСУ ФОРМИРОВАНИЯ СИСТЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ПРОМЫШЛЕННЫМИ ОТХОДАМИ С ПОВЫШЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ РАДИОНУКЛИДОВ <i>А. А. Самойлов</i>	193
ОСНОВНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТХОДАМИ НИЗКОЙ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РАДИАЦИОННЫХ ОБЪЕКТОВ <i>В. Н. Клочков, О. А. Кочетков, В. Г. Барчуков, Е. В. Клочкова, Л. И. Кузнецова</i>	194

РЕГУЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА ПРИ РЕАБИЛИТАЦИИ ЗАГРЯЗНЕННЫХ УЧАСТКОВ ТЕРРИТОРИИ <i>Ю. В. Абрамов, А. В. Симаков, Н. Л. Проскуракова, Т. М. Алферова</i>	195
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>	196
ОЦЕНКА ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В РАЙОНАХ РАСПОЛОЖЕНИЯ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ И ИХ ВКЛАДА В ФОРМИРОВАНИЕ ТЕХНОГЕННОГО РИСКА ДЛЯ НАСЕЛЕНИЯ <i>А. А. Аракелян, Е. Г. Васильева</i>	197
ГИГИЕНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ НОРМАТИВНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ <i>Н. Л. Проскуракова, А. В. Симаков, Ю. В. Абрамов</i>	198
ОРГАНИЗАЦИЯ И БЕЗОПАСНОЕ ВЫПОЛНЕНИЕ РАДИАЦИОННО-ОПАСНЫХ РАБОТ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ МОКС-ТОПЛИВА НА ФГУП «ГХК» <i>А. А. Кузьмин, А. В. Шушканов</i>	199
СПОСОБ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ДОЛГОВРЕМЕННОГО СОХРАНЕНИЯ В БАЗАХ ДАННЫХ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ СВЕДЕНИЙ ПО РАЙОНАМ РАЗМЕЩЕНИЯ ОСОБЫХ РАДОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>А. М. Скоробогатов</i>	200
РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ТЕРРИТОРИЙ ОБЪЕКТОВ УРАНОВОГО НАСЛЕДИЯ В ЦЕНТРАЛЬНОЙ АЗИИ ВО ВРЕМЯ ПРОВЕДЕНИЯ РАБОТ ПО РЕКУЛЬТИВАЦИИ <i>А. А. Шитова, В. А. Серегин, Н. К. Шандала, Ю. С. Бельских, А. А. Филонова, Д. В. Исаев</i>	201
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>	202
ПОДХОДЫ К ФОРМИРОВАНИЮ ДОЛГОСРОЧНЫХ ПРОГРАММ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ <i>А. Ю. Иванов, Д. В. Соловьев, Е. Г. Мамчиц</i>	204
ТЕХНОЛОГИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯТЦ <i>А. Ю. Кузнецов, Э. М. Никитин, А. С. Зарубин</i>	205
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>М. Ю. Каленова, А. В. Перов</i>	206
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>	207

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>	208
ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ И ПРЕИМУЩЕСТВА ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ ОЯТ И РАО ВОДНЫМ ТРАНСПОРТОМ <i>С. А. Васильев, П. С. Аникин, А. В. Смирнов</i>	209
ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ДОКУМЕНТООБОРОТА ПО ТРАНСПОРТНЫМ УПАКОВОЧНЫМ КОМПЛЕКТАМ <i>П. А. Быстров</i>	210
ТЕХНОЛОГИЯ И ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ УСТАНОВКИ ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ КОРОТКОЖИВУЩЕЙ ФРАКЦИИ ВАО <i>О. Ю. Стегачева, М. В. Васильева, Д. И. Павлов, В. В. Ирошников</i>	211
АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ОЦЕНКИ ПОЖАРОВЗРЫВОБЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ СУЩЕСТВУЮЩИХ И ПЛАНИРУЕМЫХ ОБЪЕКТОВ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ <i>А. В. Родин, Е. В. Белова, А. М. Кошечева, А. С. Обьедков</i>	212
ОЦЕНКА ИЗМЕНЕНИЙ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ НА ОБЪЕКТАХ ЗЯТЦ ПРИ ПОНИЖЕНИИ ТРЕБОВАНИЙ К ОЧИСТКЕ ОЯТ <i>Д. И. Сирадегян, Г. Н. Власкин, Ю. С. Хомяков</i>	213
АНАЛИЗ ПРОЦЕССА РАЗРАБОТКИ ПРОЕКТНЫХ РЕШЕНИЙ В УСЛОВИЯХ НЕХВАТКИ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОИАЭ <i>А. Р. Давтян</i>	213
ПРОБЛЕМЫ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ РВ В ОЯТ НА АЭС <i>А. Е. Берсенева</i>	215
НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ НОРМАТИВНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОИАЭ В ОБЛАСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ЦИФРОВЫХ ИНФОРМАЦИОННЫХ МОДЕЛЕЙ <i>Д. А. Хохлов, И. А. Афанасьев</i>	216
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>	217
ТЕХНОЛОГИЯ ЛАЗЕРНОЙ РЕЗКИ КОНСТРУКЦИЙ И ОБОРУДОВАНИЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ <i>Е. А. Гуторка, Е. В. Шадрин</i>	218
ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА ПЛУТОНИЯ ПРИ НАГРЕВЕ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА В АТМОСФЕРЕ ВОЗДУХА <i>С. А. Титов, Н. М. Барбин</i>	219
ТЕРМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ АНИОНИОНООБМЕННЫХ СМОЛ В ПРОЦЕССАХ ВЫДЕЛЕНИЯ АКТИНОИДОВ ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ СРЕД <i>В. В. Калистратова, Е. В. Белова, В. В. Милютин</i>	220
НАПЛАВКА ПЛАКИРУЮЩЕГО СЛОЯ БИМЕТАЛЛА ПОРОШКОВОЙ ЛЕНТОЙ <i>Д. А. Зареченский, В. А. Шевченко</i>	221

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ГИДРОЛИТИЧЕСКИХ СВОЙСТВ МЕТАЛЛ-ИОНОВ ДЛЯ УДАЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ «ИСТОРИЧЕСКОГО» ПРОИСХОЖДЕНИЯ <i>В. В. Торопова, А. В. Радкевич, А. М. Зарубо</i>	222
ВЛИЯНИЕ БОРНОЙ КИСЛОТЫ В РАЗЛИЧНОЙ КОНЦЕНТРАЦИИ НА СОСТОЯНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ^{60}Co , ^{85}Sr , ^{106}Ru И ^{137}Cs В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ <i>О. Б. Коренькова, А. М. Зарубо, А. В. Радкевич, В. В. Торопова</i>	223
ЭКЗОТЕРМИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ ВОССТАНОВИТЕЛЕЙ <i>А. С. Обьедков, Е. В. Белова</i>	225
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>	226
ДЕЗАКТИВАЦИЯ ТКАНИ В СРЕДЕ СЖИЖЕННОГО ФРЕОНА HFC-134A <i>А. М. Федотов, В. А. Бабаин, А. А. Мурзин, А. Ю. Николаев</i>	227

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 Большов**.

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

АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ОРГАНИЗАЦИЯХ ГОСКОРПОРАЦИИ "РОСАТОМ"

В. В. Романов

Генеральная инспекция Госкорпорации «Росатом», Москва, Россия

эл. почта: vlvromanov@rosatom.ru

Вопросы обеспечения радиационной безопасности персонал и населения в деятельности организаций Госкорпорации, всегда занимали и занимают особое приоритетное положение, поскольку работа объектов использования атомной энергии непосредственно связана с обращением ядерных материалов, радиоактивных веществ, открытых и закрытых, а также генерирующих источников ионизирующего излучения.

В целом и персонал, занятый на работах с ИИИ, и руководящий состав объектов использования атомной энергии, ответственно и с пониманием придерживаются трех основных принципов обеспечения радиационной безопасности, которые закреплены на законодательном уровне (ст. Федерального закона от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения»).

Подтверждением тому, являются объективно удовлетворительные показатели состояния радиационной обстановки как на самих предприятиях, так и в регионах присутствия радиационно опасных объектов. Так, среднегодовая эффективная доза облучения персонала Госкорпорации «Росатом» на протяжении последних двух лет находится на уровне 1,34 мЗв в год. Сохраняется тенденция снижения доз облучения работников атомной отрасли. По сравнению с началом века средние эффективные дозы снижены почти в 2,5 раза. Основной вклад в дозу облучения населения Российской Федерации, по-прежнему, вносят природные источники ионизирующего излучения и медицинские визуализирующие процедуры, доля которых в коллективной дозе составляет более 99 %. На долю источников ионизирующего излучения в промышленности приходится всего лишь 0,002 мЗв в год.

Радиационная обстановка в районах размещения объектов использования атомной энергии находится в пределах колебаний естественного фона, а содержание техногенных радионуклидов в окружающей среде не превышает контрольных уровней, что подтверждается объективными данными.

Вместе с тем, в отрасли, в части обеспечения радиационной безопасности, имеются застаревшие проблемные вопросы, а также новые вызовы, на которые следует обратить особое внимание.

В соответствии с Планом мероприятий по реализации Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности проект федерального закона «О внесении изменений в федеральный закон «О радиационной безопасности населения» должен быть разработан к концу 2022 года.

На протяжении последних трех лет Роспотребнадзор ежегодно вносит на согласование в заинтересованные федеральные органы исполнительной власти указанный законопроект.

К сожалению, на этом этапе работа над законопроектом по неизвестным причинам приостанавливается, не имея логического завершения (внесение законопроекта в Правительство Российской Федерации и в последующем в Государственную Думу).

Вместе с тем, затянувшийся процесс подготовки законопроекта не позволяет провести обновление ключевых нормативных правовых актов в области обеспечения радиационной безопасности и в дальнейшем провести актуализацию всей нормативно-правовой базы в данной области.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Стратегия развития атомной энергетики в России предусматривает постепенный переход предприятий ядерно-топливного цикла на замкнутый цикл, с использованием новых видов топлива (МОКС, СНУП, РЕМИКС). При этом в процесс изготовления топлива вовлекаются отработавшее ядерное топливо, включая радиоактивные вещества реакторного происхождения, а также минорные актиниды и в различных формах урановые соединения, которые в силу своих характеристик (высокофоновые материалы) могут негативно влиять на радиационную обстановку как на предприятиях изготовителях такого топлива, так и на атомных станциях.

В связи с этим, руководству радиационно опасных объектов следует обратить самое серьезное внимание на мероприятия, направленные на совершенствование технологических и проектных решений при изготовлении новых видов топлива, модернизацию оборудования, внедрение робототехники, уменьшение доли ручных операций, повышение оперативности контроля и сигнализации.

В дивизионе «Росатом Недра» по-прежнему годовые средние эффективные дозы персонала остаются на уровне почти в два раза выше средних по отрасли и составляют за 2024 год 3,09 мЗв в год. Особое беспокойство вызывает рост профессиональной заболеваемости среди работников Приаргунского горно-химического объединения. В 2024 году 25 работникам предприятия со стажем работы более 20 лет было установлено 48 диагнозов профессиональных заболеваний. У 2 работников зарегистрировано по 5 нозологических форм заболеваний. По классам болезней лидируют заболевания периферической нервной и костно-мышечных систем, далее вибрационная болезнь, онкопатология и нейро-сенсорная тугоухость.

Одной из возможных причин онкологических заболеваний легких у работников предприятия является высокий процент рабочих мест, не соответствующих обязательным требованиям, в части превышения ЭРОА радона.

В связи с этим руководству предприятия следует обратить самое серьезное внимание на данную проблему и провести все необходимые мероприятия по улучшению условий труда и снижению воздействия радона и продуктов его распада на шахтеров.

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

Целью работы является оценка радиозоологической обстановки в районах расположения пунктов размещения и консервации особых РАО по актуализированным данным мониторинга в СЗЗ Смоленской АЭС, Билибинской АЭС, Белоярской АЭС, ФГУП «ГХК», ФГУП «ПО «Маяк» и АО «СХК». Современные радиозоологические 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 записи по ФГУП «ПО «Маяк» и 2999 записей по АО «СХК».

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

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.

Для оценки радиационной безопасности окружающей среды пунктов размещения и консервации особых 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 (Р 52.18.853–2016, Р 52.18.913–2021) критериям. Значение ИПЗ меньше единицы обеспечивает радиационную безопасность окружающей среды.

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.

В целом радиационная обстановка в районах пунктов размещения и консервации особых РАО стабильна. Значения контролируемых параметров радиационной обстановки, ниже регламентированных нормативными документами. Для контроля радиационной обстановки и своевременного выявления ее изменений в районах пунктов размещения и консервации особых РАО следует продолжать проведение детального радиоэкологического мониторинга с использованием современных средств и методов контроля.

ЛИТЕРАТУРА

1. Рекомендации Росгидромета Р 52.18.820–2015. Обнинск, НПО «Тайфун», 2015.
2. Рекомендации Росгидромета Р 52.18.853–2016. Обнинск, НПО «Тайфун», 2016.
3. Рекомендации Росгидромета Р 52.18.913–2021. Обнинск, НПО «Тайфун», 2021.

КОНФОРМНОСТЬ И СЕЛЕКТИВНОСТЬ СТЕРЕОТАКСИЧЕСКОГО ОБЛУЧЕНИЯ – КАК ГАРАНТ ЭФФЕКТИВНОСТИ И БЕЗОПАСНОСТИ ПРОВЕДЕНИЯ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ

А. В. Голанов^{1,2,3}, Н. А. Антипина^{1,3}, В. В. Костюченко^{1,2}, С. А. Рыжкин³

¹ ФГАУ НМИЦ нейрохирургии им. ак. Н. Н. Бурденко Минздрава России, Москва, Россия

² Центр «Гамма-нож», Москва, Россия

³ ФГБОУ ДПО РМАНПО Минздрава России, Москва, Россия

эл. почта: golanov@nsi.ru

Под стереотаксической радиохирургией с момента ее появления и формирования в 60-70-х годах прошлого столетия подразумевается конформное и селективное подведение достаточно высокой дозы ионизирующего излучения от дистанционно расположенных источников к интракраниальным мишеням с помощью стереотаксической техники. В лечении нейрохирургических пациентов стереотаксическое облучение имеет особое

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

значение. По сравнению с общей онкологией, лучевая терапия различных заболеваний центральной нервной системы (ЦНС) имеет ряд особенностей, связанных с относительно небольшим объемом облучения, близостью критических структур, повреждение которых может привести к появлению серьезных неврологических симптомов вплоть до угрозы жизни пациента. Создание новой техники, применение линейных ускорителей и циклотронов, понимание радиобиологических закономерностей, совершенствование методов визуализации, использование современных программ для планирования облучения, появление различных систем фиксации и методик получения изображения во время лечения для контроля положения мишени, – позволило решить задачу подведения высоких доз ионизирующего излучения с субмиллиметровой точностью к новообразованиям и др. патологическим объектам без ограничения их количества, объема и локализации и значительно расширило показания к применению стереотаксической радиотерапии и радиохирургии. В настоящее время методики стереотаксического облучения используются при лечении патологии хиазмально-селлярной области, солитарных и множественных опухолей различного генеза, в первую очередь, метастазов, менингиом и невриномах, некоторых функциональных заболеваниях, артерио-венозных мальформаций, дуральных фистул, глиом различной степени злокачественности, спинальных поражений и др. [1]. Приводится опыт работы отделения радиотерапии НМИЦ нейрохирургии, где за 20 лет работы прошло лечение более 42 тысяч пациентов с высокими показателями эффективности и безопасности стереотаксического облучения. Для достижения максимальной эффективности и безопасности нейрорадиохирургического лечения необходимо непосредственное участие в процессе лечения мультидисциплинарной команды, состоящей из нейрохирургов, медицинских физиков, нейрорентгенологов, радиационных онкологов, неврологов и инженеров, отвечающих за техническое состояние аппарата.

ЛИТЕРАТУРА

1. Голанов А. В., Антипина Н. А., Костюченко В. В. и др. Изменение парадигмы лечения нейрохирургических пациентов в эпоху стереотаксического облучения. К 15-летию нейрорадиохирургии в России. Вопросы нейрохирургии имени Н. Н. Бурденко. 2021;85(5):48-54. doi:10.17116/neiro202185051

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 обеспечивает достижение своих системных целей – оценку и прогноз радиационной обстановки на территории Республики Беларусь с учетом идентифицированных радиоэкологических угроз и рисков, в том числе Белорусская АЭС, однако эффективность системы снижается из-за нарастающей избыточности пунктов наблюдений, особенно на территориях, которые имеют благоприятный прогноз по радиоактивному загрязнению и недостаточности

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

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 возникает проблемная ситуация, обусловленная отсутствием научно обоснованных методов оценки эффективности системы радиационного мониторинга и методов прогнозирования поведения системы в различных условиях и типах ситуаций облучения. При этом влияние выявленного свойства системы радиационного мониторинга – свойства типологической неоднородности системы (материальная/виртуальная, техническая/социальная, живая/неживая части) на эффективность системы также требует научного описания.

Для решения этих проблем предлагается рассматривать систему радиационного мониторинга как сложную иерархическую, многоуровневую, открытую типологически неоднородную систему, которая может быть описана в терминах теории управления системами и системного анализа. Система радиационного мониторинга окружающей среды, как система в строгом смысле, подчиняется общесистемным законам, имеет заданные системные цели, свойства и характеристики, которые описываются специально разработанными логико-математическим аппаратом, определяется в n -мерном фазовом пространстве состояний, среди которых состояния функционирования, сохранения и развития являются обязательными. С использованием методов системного анализа выявлены и описаны 13 основных (генеральных) свойств и присущих им характеристик системы радиационного мониторинга окружающей среды с учетом ее типологической неоднородности.

Предложенные теоретические подходы позволяют выявить, исследовать и формализовать взаимосвязи между типологически несходными характеристиками системы (денотатами системы) в виде существенных связей системы (функторами системы), а также оценить значимость обратных связей в системе для достижения и поддержания ее эффективности, а также создать теоретические основы прогнозирования эффективности системы радиационного мониторинга при различных составах радиоэкологических угроз и рисков и ситуаций облучения [2].

ЛИТЕРАТУРА

1. Сазыкина Т. Г., Крышев А. И., Крышев И. И. Моделирование радиоэкологических процессов в окружающей среде. М.: ООО "Маска", 2022. 638 с.
2. Герменчук М. Г. Современная парадигма радиоэкологии и система радиационного мониторинга окружающей среды. Журнал Белорусского государственного университета. Экология. 2020; 2:26-35.

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

Часть годового поступления радиоактивных веществ АЭС в атмосферный воздух формируется в период планово-предупредительного ремонта (ППР) и реализуется в виде краткосрочного выброса. Характеристики и радионуклидный состав выброса, условия

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

рассеивания примеси в атмосфере в момент его реализации, могут существенно отличаться от среднегодовых.

Целью настоящего исследования является получение новых экспериментальных данных о радионуклидном составе и активности выбросов в атмосферный воздух при проведении ППР на АЭС с реакторной установкой типа ВВЭР-1000.

Результаты исследования демонстрируют, что активность трития, С-14, I-131 и ИРГ, поступившая в атмосферный воздух в период начала проведения ППР на 1–2 порядка величины превышает выброс из этого источника за год, когда ППР на этом энергоблоке не проводился.

Доза облучения населения от краткосрочного выброса в период ППР 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.

НОВЫЙ ДЕТЕКТОР ДЛЯ ЭПР ДОЗИМЕТРИИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА ОСНОВЕ СИНТЕТИЧЕСКОГО КАРБОНАТ ГИДРОКСИАПАТИТА

В. П. Пантелькин¹, А. Г. Цовьянов¹, С. Е. Крылов², П. П. Ганцовский¹,
М. Р. Попченко¹

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

²ООО «БИТЭКА», Наро-Фоминск, Россия

эл. почта: vldpkn@yandex.ru

Метод электронного парамагнитного резонанса (ЭПР) основан на регистрации парамагнитных центров, образующихся при взаимодействии излучения с материалом детектора, при этом количество центров пропорционально дозе излучения. Известно, что природные и синтетические карбонаты гидроксиапатита используются для оценки методом ЭПР доз, полученных человеком за весь период его жизни, а также при радиационных авариях [1–3].

С целью создания нового детектора авторами было предложено использование в качестве материала детектора индивидуального дозиметра порошка синтетического карбонат гидроксиапатита, имеющего достаточно высокую чувствительность и малую анизотропию. Был разработан способ получения такого порошка. При изготовлении детектора для ЭПР дозиметрии использовали синтетический карбонат гидроксиапатита, получаемый из оксида кальция и однозамещенного фосфата кальция моногидрата при мольном соотношении Ca/P=1,67. Карбонат гидроксиапатит синтезировали в две стадии, на первой стадии оксид кальция, содержащий в виде примеси карбонат-ионы, превращали в гидроксид кальция, добавляя дистиллированную воду, а на второй стадии получали карбонат гидроксиапатит, прикапывая при температуре 40 °С в течение 30 минут при перемешивании однозамещенный фосфат кальция моногидрат к раствору гидроксида кальция, получившийся осадок отстаивали в течение 30 мин., а затем подвергали быстрой сушке в потоке воздуха, в результате получали карбонат гидроксиапатит, содержащий 1±0,2 % карбоната, далее при температуре 100 °С в течение 1 часа проводили отжиг полученного порошка карбонат гидроксиапатита для удаления короткоживущих парамагнитных центров, а затем проводили прессование детекторов при давлении $p=50 \text{ кН/см}^2$ в течение 10 мин. В производстве цилиндрических детекторов в качестве вспомогательного вещества, применяемого для смазывания поверхностей матрицы и

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

пуансона, использовали стеарат магния. Детекторы изготавливали в форме цилиндра диаметром 3 мм и высотой 5 мм.

Разработанный способ изготовления детекторов для ЭПР дозиметрии ионизирующих излучений на основе синтетического карбонат гидроксиапатита, позволяет производить детекторы в промышленном масштабе и обеспечивает получение детекторов, характеризующихся высокой чувствительностью к ионизирующему излучению, стабильностью свойств и удобством использования.

Новый детектор может найти применение при решении технических задач, связанных с контролем ионизирующего излучения в атомной промышленности, для контроля облучения персонала, в дефектоскопии, в целях калибровки медицинских пучков, используемых в радиотерапии, в биомедицинских исследованиях, а также для аварийной дозиметрии.

ЛИТЕРАТУРА

1. Fattibene P., Callens F. EPR dosimetry with tooth enamel: A review Appl. Radiat. Isot. 2010 Nov; 68(11): 2033-116.
2. de Oliveira L.M., Rodrigues L.N., Bardella L. Development of an EPR Dosimetry System Based on Hydroxyapatite in the Therapy Dose Level, Proceedings of the 9. Brazilian congress on medical physics; 3. Iberian Latin American and Caribbean congress on medical physics, 2004.
3. Патент US 10509092 B2 (17.12.2019) – Electron paramagnetic resonance dosimeter, methods of manufacture, and methods of use.

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

По причине возросшей вероятности аварий на объектах атомной индустрии и актов ядерного терроризма тематика фармакологической защиты от действия ионизирующего излучения приобретает всё большую актуальность. Все известные эффективные радиопротекторы высоко токсичны. А противолучевая эффективность малотоксичных веществ, объединяемых в группы радиомодуляторов и радиомитигаторов, низка и не обеспечивает необходимой защиты при остром облучении [1]. По данной причине перспективным представляется разработка фармакологических схем смягчения острого лучевого синдрома (ОЛС), предполагающих использование радиозащитных веществ различных классов с различным механизмом действия.

В рамках реализации Проекта РНФ № 23-24-00383 был разработан и протестирован ряд инновационных противолучевых схем, не предполагающих использования табельных радиопротекторов, одна из которых обеспечила полную выживаемость животных, подвергнутых воздействию ионизирующего излучения в летальной дозе.

Обсуждаемый эксперимент заключался в облучении самцов мышей ICR (CD-1) SPF-категории рентгеновским излучением в дозе 6,5 Гр (ЛД_{75/30}, на основании результатов по группе облучённого контроля). Полную выживаемость к 30-м суткам после облучения обеспечило введение фенилэфрина в дозировке 5 мг/кг за 15 минут до облучения с последующим введением глутатиона в дозировке 200 мг/кг через 30 минут после 30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

облучения, α -токоферола в дозировке 400 мг/кг и гранулоцитарного колониестимулирующего фактора (Г-КСФ) в форме пэгфилграстима в дозировке 0,5 мг/кг через сутки после облучения с последующими введениями Г-КСФ на 2–4 и 7–11 сутки после облучения.

Данная схема реализует стратегию селективной модуляции молекулярно-клеточных механизмов радиационного повреждения в сторону смягчения на различных стадиях патогенеза ОЛС: использование фенилэфрина (агониста $\alpha 1$ -адренорецепторов) до облучения обеспечивает радиопротекцию за счёт создания гипоксии в тканях, ведущей к ингибированию каскадов свободно-радикальных реакций [1], применение «главного» клеточного антиоксиданта глутатиона [2] и способствующего восстановлению его окисленной формы витамина Е [3] ингибируют дальнейшее развитие окислительного стресса, а применение Г-КСФ способствует восстановлению популяции лейкоцитов, поддерживая иммунитет.

Ввиду перспективности указанной стратегии в будущих исследованиях целесообразно провести комплексную оценку противолучевой эффективности описанной схемы при различных режимах облучения. Также возможна замена первого, собственно радиопротекторного [1], компонента на сульфгидрильное соединение типа амифостина или другой радиопротектор гипоксического действия, например, индралин.

ЛИТЕРАТУРА

1. Васин М. В. Противолучевые лекарственные средства. Москва: Книга-Мемуар, 2020. – 239 с.
2. Averill-Bates D. A. The antioxidant glutathione // *Vitamins and hormones*. – 2023. – 121 – p. 109–141. doi: 10.1016/bs.vh.2022.09.002
3. Moloudi K., Azariasl S., Abrahamse H., George B. P., Yasuda H. Expected role of photodynamic therapy to relieve skin damage in nuclear or radiological emergency: Review // *Environmental toxicology and pharmacology*. – 2024. – 110 – art. 104517. doi: 10.1016/j.etap.2024.104517

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ-238,239+240 В ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ (ПОЧВЕ, РАСТЕНИЯХ И БИОЛОГИЧЕСКИХ ТКАНЯХ)

З. В. Стреляева¹, Р. А. Король¹, К. С. Дрозд¹, А. В. Бардюкова¹

¹*Государственное научное учреждение «Институт радиобиологии Национальной академии наук Республики Беларусь», Гомель, Республика Беларусь
эл. почта: zoyalozovaya@yandex.by*

Научная новизна разрабатываемой методики определения удельной активности Pu-238,239+240 состоит в применении на различных стадиях радиохимического разделения и очистки образцов почвенной и растительной матрицы для повышения химического выхода трассера ионообменной смолы Anion Exchange Resin и экстракционно-хроматографических смол торговых марок TRU-resin, TEVA-resin фирмы Eichrom Technologies, США.

Практическая значимость работы состоит в том, что разрабатываемая методика после процедуры метрологической экспертизы может быть применена в радиационном контроле и мониторинге, так как в настоящее время в Республике Беларусь отсутствуют аттестованные методики определения удельной активности ТУЭ с применением высокоселективных ионообменных и экстракционно-хроматографических материалов в сочетании с электроосаждением для объектов окружающей среды с низкой удельной

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

активностью. Научно-методическое сопровождение должно осуществляться с применением последней действующей редакции метода, за исключением случаев, когда его применение является нецелесообразным или невозможным. При необходимости для применения метода должны быть разработаны дополнительные уточнения, чтобы обеспечить его непротиворечивое применение.

При определении плутония-238,239+240 в объектах окружающей среды необходимо учитывать многообразие вариантов исследуемых образцов (почва, растения и др.), сложность химического состава, низкую концентрацию радионуклидов в большинстве исследуемых объектов, наличие альфа-излучающих нуклидов других элементов.

Важным этапом методики определения ^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$, влияющим на достоверность полученных результатов, является предварительная подготовка исследуемых проб, в первую очередь, удаление органических веществ, так как они мешают выполнению радиохимического анализа и снижают полноту выделения данных радионуклидов, а в ряде случаев могут сделать невозможным осуществление дальнейшего анализа. Для объектов окружающей среды с малой концентрацией радионуклидов предварительная подготовка выполняет роль эффективной стадии концентрирования. Для апробации экстракционно-хроматографических смол были выбраны объекты окружающей среды, имеющие специфические особенности при концентрировании, очистке, выделении – почва, растения. Предварительная подготовка проб (минерализация, озоление, концентрирование и др.) была проведена в три этапа: высушивание, предозоление, озоление для полного разложения органического вещества. Оптимальное время измерения, необходимое для достижения требуемой МДА, по данным предыдущих исследований, составляет 4–5 суток. Масса (объем) образца для анализа устанавливается экспериментально для повышения чувствительности альфа-спектрометрического метода с сохранением оптимального химического выхода.

Во многих радиохимических методиках радиохимическое разделение ^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$ основано на методе ионообменной хроматографии – разделении катионов и анионов в результате ионообменных реакций, характерных для каждого типа ионов. Ионообменными материалами служат высокомолекулярные соединения, молекулы которых содержат ионогенные группы, способные к диссоциации и обмену подвижных ионов на ионы других соединений в растворе.

МЕЖДУНАРОДНЫЙ И ОТЕЧЕСТВЕННЫЙ ОПЫТ КАТЕГОРИРОВАНИЯ ПОМЕЩЕНИЙ АЭС. СРАВНЕНИЕ И АНАЛИЗ ПОДХОДОВ

Д. А. Никандрова, И. В. Кудрявцева

АО «Атомэнергoproject», Санкт-Петербург, Россия

эл. почта: DANikandrova@spbaep.ru

Главной целью радиационной защиты является охрана здоровья персонала от вредного воздействия ионизирующего излучения путем соблюдения основных принципов и норм радиационной безопасности.

В руководствах по безопасности МАГАТЭ содержатся рекомендации и руководящие материалы, касающиеся выполнения требований безопасности, и в них выражается международный консенсус в отношении необходимости принятия рекомендуемых мер (или эквивалентных альтернативных мер). В руководствах по безопасности сообщается о международной положительной практике, и они во все

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

большей степени отражают образцовую практику с целью помочь пользователям достичь высокого уровня безопасности.

Формат и стиль требований МАГАТЭ [1, 2] облегчают их гармоничное использование для создания национальной основы регулирования. Так каждое государство разрабатывает свой регламентирующий документ со своими конкретными требованиями.

Несмотря на то, что каждый подход обеспечивает радиационную безопасность персонала, совместное их применение на одном объекте вызывает массу трудностей по обоснованию.

Для обеспечения радиационной безопасности персонала помещения АЭС делят на две зоны: зона свободного доступа (ЗСД) и зона контролируемого доступа (ЗКД), а ЗКД в свою очередь делится на помещения постоянного, периодического и необслуживаемого характера. В данном докладе рассмотрен отечественный опыт категорирования помещений в ЗКД, а также международный опыт подхода к данному вопросу.

Цель доклада – провести анализ и сравнение регламентирующих документов для АЭС, спроектированных АО «Атомэнергопроект», продемонстрировать применение нормативных требований при проектировании и эксплуатации.

Международный опыт рассмотрен на примере:

- АЭС Ханхикиви (Финляндия) – нормативная база YVL C.2 [3], EUR [4];
- АЭС Пакш-II (Венгрия) – нормативная база NSC [5], Закон [6];
- Тяньваньская АЭС (блоки 7, 8) (Китай) – нормативная база EUR [4], российские НД [7, 8, 9];
- АЭС Эль-Дабаа (Египет) – нормативная база по ЕРС-Контракту (МАГАТЭ [1, 2], российские НД) [7, 8, 9].

Отечественный опыт рассмотрен на примере Ленинградской АЭС-2 (г. Сосновый Бор), как проект, разработанный с применением международных норм (EUR [4], российские НД [7, 8, 9])

Также рассмотрен опыт проектирования по российским стандартам СП АС 03 [7] на примере Белоярской АЭС (блоки 3,4) (г. Заречный).

ЛИТЕРАТУРА

1. General Safety Requirements Part 3 No. GSR Part 3 “Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards”, IAEA VIENNA.
2. NS-G-1.13 Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants (GSG-7 Occupational Radiation Protection, IAEA VIENNA)
3. YVL C.2 “Radiation protection and exposure monitoring of nuclear facility workers” 1.11.2019.
4. European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants (EUR) volume 2 Generic Nuclear Island Requirements, chapter 11 Layout, revision D, October 2012.
5. ***Nuclear Safety Codes (NSC), Annexes 4,10 to Government Decree 118/2011. (VII. 11.)***
6. Основной закон в области ядерной безопасности – Закон CXVI от 1996 года об Атомной энергии.
7. СанПин 2.6.1.24-03. «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03)».
8. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009).
9. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010) «Ионизирующее излучение, радиационная безопасность».

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ С ПОМОЩЬЮ СИСТЕМЫ ФРЕГАТ, ПРИ ПРОВЕДЕНИИ СЕАНСОВ СТЕРЕОТАКСИЧЕСКОЙ РАДИОХИРУГИИ

К. Ю. Кеппер, Н. А. Антипина, С. А. Рыжкин

*Кафедра радиологии, радиотерапии, радиационной гигиены и радиационной безопасности
имени академиков А. С. Павлова и Ф. Г. Кроткова, Москва, Россия*

эл. почта: kkepper@yandex.ru, nantipina@nsi.ru, RSA777@inbox.ru

Обоснование безопасности – одна из ключевых задач процесса проектирования и эксплуатации отделений радиотерапии и стереотаксической радиохирургии, использующих высокоэнергичные генерирующие источники ионизирующего излучения для проведения медицинских процедур. Чтобы эффективно организовать защиту нужно учесть виды излучения, методы расчета и организации физической защиты, радиационно-гигиенические и организационные нормативы и мероприятия, инженерные решения по обеспечению радиационного контроля и мониторинга дозы. Основным видом ионизирующего излучения применяемого в стереотаксической радиохирургии является фотонное излучение ускорителей и гамма-установок с высокой мощностью дозы до нескольких тысяч Грей. Фотонное излучение, как косвенно ионизирующее излучение, может быть сильно проникающим, а защита от него массивной и учитывающей возможность проникновения излучения за барьеры за счет рассеяния. Согласно требованиям ОСПОРБ-99/2010 на объектах I и II категории, а также при работах 1-го класса, обязательно использование автоматизированных средств радиационного контроля со световой и звуковой сигнализацией.

СРК «Фрегат» является простым, надежным и недорогим инженерным решением. Назначение системы непрерывные измерения: мощности амбиентного эквивалента дозы и мощности поглощенной дозы рентгеновского и гамма- излучения, мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронного излучения. Сигнализация: звуковая, информационные табло, световые оповещатели. Управление исполнительными механизмами программное обеспечение обеспечивает автоматизированный сбор, обработку и хранение параметров радиационной обстановки. Система построена по модульному принципу и может быть сконфигурирована и масштабирована в зависимости от задач и пространства для осуществления радиационного контроля. Блоки детектирования. Составляют основу для построения системы. В медицинских учреждениях используют в основном блоки детектирования гамма-излучения ДБГ-С11Д. Диапазон измерения МАЭД гамма-излучения ДБГ-С11Д в зависимости от исполнения составляет от 0,1 мкЗв/ч до 100 Зв/ч.

Рассмотрен опыт эксплуатации реализованных конфигураций СРК «Фрегат» и их практическое применение в отделениях стереотаксической радиохирургии ФГАУ «Национальный медицинский исследовательский центр нейрохирургии имени академика Н.Н.Бурденко» и ФГБУ «НМИЦ Хирургии им. А. В. Вишневского» Минздрава России.

ЛИТЕРАТУРА

1. СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)», Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека.
2. СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)».
3. Б. В. Артемьев, А. А. Буклей. «Радиационный контроль», 2011г..
4. Труды ИБРАЭ РАН / Под общей редакцией члена-корреспондента РАН Л. А.°Большова; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. — М.: Наука, 2007— Вып. 15: Развитие систем аварийного реагирования и радиационного мониторинга / науч. ред. Р. В. Арутюнян. — 2013. — 315 с.: ил.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

5. Е. В. Антоний, Р. В. Арутюнян, С. Л. Гаврилов и др. Разработка и создание автоматизированных систем контроля радиационной обстановки на территориях субъектов РФ. Группа авторов / Тематический сборник «Ядерная и радиационная безопасность России», 16 выпуск. Москва 2014 г.

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НА АЭС: СОСТОЯНИЕ, АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

И. В. Долженков, С. В. Барауля, И. Н. Евдокимов, В. А. Замков

АО «Концерн Росэнергоатом», Москва, Россия

эл. почта: doljenkov@rosenergoatom.ru

В соответствии с «Основными правилами обеспечения эксплуатации атомных станций» показателями, характеризующими состояние радиационной безопасности АЭС, являются:

- количество нарушений в работе АЭС с радиационными последствиями;
- уровень облучаемости персонала АЭС и организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги АЭС;
- активность газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов.

В текущем году, также как и в предыдущие годы, на атомных станциях не было инцидентов, сопровождавшихся радиационными последствиями, подпадающими под действие НП-004-08 «Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций».

Благодаря работе эксплуатирующей организации и АЭС по реализации комплекса организационных и технических мероприятий коллективные дозы персонала и прикомандированных лиц в течение последнего десятилетия уменьшены примерно в 1,5 раза. В течение последних пяти лет на АЭС отсутствуют работники, индивидуальная доза которых превышает 17 мЗв.

Активность газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов АЭС в текущем году, также, как и в предыдущие годы, находится на уровне ниже нормативов, установленных Ростехнадзором. Радиационный риск воздействия АЭС на население составляет менее 10^{-6} в год и согласно Нормам радиационной безопасности (НРБ-99/2009) является безусловно приемлемым.

Анализ многолетних данных радиационного контроля на атомных станциях и в районах их расположения, отсутствие инцидентов, сопровождавшихся радиационными последствиями, подтверждает факт стабильного и надежного уровня эксплуатации энергоблоков атомных станций, а также эффективность созданных защитных барьеров на пути распространения радиоактивных веществ.

С учетом достигнутого уровня радиационной безопасности на атомных станциях к основным задачам эксплуатирующей организации и АЭС на ближайшую перспективу относятся:

- оптимизация доз облучения персонала и количества облучаемых лиц на АЭС;
- сохранение достигнутого уровня выбросов и сбросов в окружающую среду;
- дальнейшее совершенствование методического и приборного обеспечения радиационного контроля на АЭС.

Решению этих и других задач в области обеспечения радиационной безопасности российских АЭС во многом будет способствовать реализация мероприятий,

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

предусмотренных разработанными и введенными в действие распорядительными документами эксплуатирующей организацией программами и планами работ, в частности:

Программы оптимизации радиационной защиты персонала на АЭС;

Плана мероприятий по совершенствованию систем и оборудования радиационного контроля на АЭС;

Плана мероприятий по совершенствованию РК выбросов РВ в окружающую среду;

Плана мероприятий по обоснованию значений эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации АЭС по радиационным параметрам и др.

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 требованиям НП-001-15 [1] в проекте АЭС должны быть установлены пределы безопасной эксплуатации (ПБЭ) по радиационным и технологическим параметрам. При этом ПБЭ по технологическим и радиационным параметрам не равнозначны: ПБЭ по технологическим параметрам характеризуют отклонения, которые не обязательно приводят к аварии, в то время как нарушения ПБЭ по радиационным параметрам является аварией [1].

ПБЭ по радиационным параметрам устанавливаются для каждого энергоблока АЭС на уровне предельно допустимых выбросов (ПДВ) и допустимых сбросов (ДС), в соответствии с СП АС-03 [2].

В настоящее время актуальной задачей является совершенствование системы контроля выбросов и сбросов АС в части обеспечения непрерывного контроля соблюдения и предотвращения нарушений ПБЭ по радиационным параметрам.

В докладе сформулированы различные варианты совершенствования системы контроля выбросов и сбросов АС, включая;

- обоснование альтернативных ПБЭ по радиационным параметрам, для которых может быть обеспечен непрерывный радиационный контроль;
- обеспечение соблюдения и предотвращения превышения нормативов ПДВ на основе контроля технологических процессов, влияющих/определяющих параметры выброса РВ.

Приведены требования к контролируемым величинам и диапазонам средств измерений, необходимым для непрерывного контроля ПБЭ по радиационным параметрам. Рассматривается как вопрос установление ПБЭ для действующих энергоблоков, так и для выводимых из эксплуатации блоков АЭС.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», НП-001-15.
2. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций, (СПАС-03), СанПиН 2.6.1.24-03.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

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 АС, заключается в сложности оперативного анализа динамично изменяющейся радиационной обстановки [3, 4].

В рамках планирования защитных мероприятий на случай радиационной аварии принципиально важно 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.

В режиме нормальной эксплуатации источник выброса находится под контролем (радиоактивные вещества и (или) ионизирующее излучение находятся в границах, предусмотренных проектной документацией, АС). В таком случае основной целью мониторинга радиационных параметров является подтверждение соблюдения условий и пределов безопасной эксплуатации, в том числе пределов по выбросам и сбросам радиоактивных веществ в окружающую среду, а также контроль целостности физических барьеров.

В случае аварии основной целью радиационного мониторинга является количественная оценка величин, характеризующих радиационную обстановку на площадке и в районе размещения, АС для обоснования вмешательства. При этом средства и методы мониторинга радиационных параметров, предназначенные для нормальной эксплуатации, не всегда применимы. Стратегия радиационного мониторинга реализована в ряде зарубежных стран, а также рассматривается в документах МАГАТЭ и МКРЗ [3, 4, 5]. Российская Федерация также стремится реализовать элементы данной стратегии с учетом национальных нормативных требований и существующей практики.

В докладе рассматриваются аспекты организации радиационного мониторинга в целях принятия решений по защите персонала и населения в условиях радиационной аварии на АС в Российской Федерации, включая:

- организация радиационного мониторинга в зависимости от специфики аварийного зонирования территорий;
- компоненты системы мониторинга в процессе реагирования в случае аварии на АС;
- объекты изменений и измеряемые радиационные величины, необходимые для принятия решений по мерам защиты персонала и населения;
- критерии принятия решений, выраженные в терминах измеряемых величин.

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».

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

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. 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.

СОВРЕМЕННЫЕ СИСТЕМЫ МОНИТОРИНГА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ

В. О. Хмелевский

ООО НПП Доза, Москва, Россия

эл. почта: vakhm@doza.ru

Автоматизированные системы мониторинга радиационной обстановки создаются с целью оперативного обеспечения лиц, ответственных за принятие решений, в случае радиационной аварии на объектах использования атомной энергии, достоверной информацией о радиационной обстановке в районе размещения объекта, чтобы свести к минимуму дозовую нагрузку на население и персонал.

Основные задачи системы:

- прием от автоматизированных систем радиационного контроля объекта информации о величине и радионуклидном составе газоаэрозольного-выброса в окружающую среду;
- прогнозирование воздействия газо-аэрозольного выброса на окружающую среду;
- контроль радиационных и метеорологических параметров в зоне наблюдения;
- выполнение расчетов и прогнозирование радиационной обстановки на местности и доз облучения населения с использованием математических моделей, учитывающих метеоданные и топографию района расположения АЭС;
- оценка масштаба последствий аварии и ведение радиационной разведки на местности в послеаварийный период;
- предоставление информации, необходимой для принятия решения о введении мер по защите персонала и населения, в том числе об его эвакуации;
- предоставление информации, необходимой для проведения работ по ликвидации последствий аварии;
- периодическое составление картограмм полей мощности дозы гамма-излучения.
- представление на рабочих местах операторов данных γ -съемки местности с привязкой измерений к географическим координатам, принимаемых от ПРЛ;
- информирование местного населения о радиационной обстановке в населенном пункте (информационные табло);
- представление обобщенной информации контролирующим органам и населению.

Система может состоять из постов радиационного контроля разных типов, передвижных радиометрических лабораторий (на базе автомобиля, маломерного судна, БПЛА), поста метеорологических данных. Объем контроля определяется отдельно для каждого объекта использования атомной энергии на основании их особенностей.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Передача информации между постами радиационного контроля, передвижными лабораториями, метеопостами может осуществляться по радиоканалам стандарта TETRA, UKB, GSM. В случаях, когда уровень радиосигнала одного из стандарта – недостаточен, применяется резервный канал другого стандарта связи.

Система осуществляет обмен информацией с внешними системами, архивирование и хранение информации, подготовку отчетных документов, поддержку тренировок эксплуатирующего персонала и служб ГО и ЧС.

Система предусматривает возможность модернизации в процессе эксплуатации, в том числе подключения дополнительных измерительных постов контроля.

ОПЫТ ОБОСНОВАНИЯ ЗОН АВАРИЙНОГО РЕАГИРОВАНИЯ ВОКРУГ АЭС В РОССИЙСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ ПРОЕКТАХ: ТРЕБОВАНИЯ НАЦИОНАЛЬНЫХ НАДЗОРНЫХ ОРГАНОВ, КРИТЕРИИ, МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ

А. С. Фролов, А. А. Быстрова

АО «Атомэнергoproject», Санкт-Петербург, Россия

эл. почта: ASFrolov@spbaep.ru, aabystrova@spbaep.ru

Важной задачей для получения разрешения (лицензии) на сооружение энергоблоков АЭС является разработка и обоснование планов аварийного реагирования по защите населения при авариях на проектируемых АЭС, включая расчетное определение размеров различных зон аварийного реагирования. В данном докладе обобщается опыт лицензирования проекта АЭС-2006 с РУ ВВЭР-1200 в части обоснования зон аварийного реагирования в государственных надзорных органах по ядерной и радиационной безопасности в России (ЛАЭС-2) и в ряде зарубежных стран (АЭС Пакш-II, АЭС Ханхикиви, АЭС Эль-Дабаа, Тяньваньская АЭС, Белорусская АЭС).

Современные рекомендации МАГАТЭ к установлению зон аварийного реагирования вокруг АЭС с реакторами LWR приедены в документе [1]. Однако, подходы к определению зон аварийного реагирования вокруг АЭС существенно различаются в действующих национальных требованиях различных государств, как в части уровней вмешательства (дозовых критериев) для введения защитных мер для населения (предотвращаемая доза [2], остаточная доза [3]), так и в части подходов к зонированию территории вокруг АЭС. Кроме того, опыт взаимодействия с Надзорными Органами разных стран показал, что возможны и различные трактовки рекомендаций МАГАТЭ [1] в части выбора «реперной» («наихудшей») аварии для определения зон аварийного реагирования.

В докладе приводится обзор результатов обоснования размеров зон аварийного реагирования для проекта АЭС-2006 на различных площадках, сведения об использованных расчетных методиках и допущениях. В рассматриваемых проектах АЭС установлены следующие радиусы и наименования зон аварийного реагирования:

- ЛАЭС-2: Зона планирования обязательной эвакуации не требуется, Зона планирования защитных мероприятий 12 км;
- АЭС Ханхикиви: Защитная зона 5 км, Зона аварийного планирования 20 км;
- АЭС Пакш-II: Зона предупредительных мер 5 км, Зона планирования срочных защитных мер 30 км;
- АЭС Эль-Дабаа: Зона предупредительных мер 4 км, Зона планирования срочных защитных мер 10 км;

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

- Тяньваньская АЭС: Зона запрета постоянного пребывания населения 0.5 км, Зона планирования ограничений 5 км, Зона планирования защитных мер 5 км;
- Белорусская АЭС: Зона предупредительных мер 5 км, Зона планирования срочных защитных мер 15 км.

ЛИТЕРАТУРА

1. IAEA EPR-NPP PUBLIC PROTECTIVE ACTIONS 2013 Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor.
2. СанПиН 2.6.1.2523-09 "Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009).
3. Труды МКРЗ. Публикация 103 МКРЗ «Рекомендации 2007 года Международной Комиссии по Радиационной защите». М., 2009.

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

Темой доклада являются предложения по решению проблем нормативного обеспечения радиационного мониторинга для контроля воздействия радиоактивных газоаэрозольных выбросов (далее – выбросов) объектов использования атомной энергии (далее – ОИАЭ) Госкорпорации «Росатом». Выбросы являются одним из ключевых факторов радиационного воздействия ОИАЭ на население и окружающую среду в условиях их нормальной эксплуатации. Механизмом ограничения этого воздействия, принятым в законодательстве Российской Федерации, является нормирование, под которым понимается установление регулирующим органом: а) квот на суммарное облучение населения от выбросов в атмосферу ОИАЭ в целом; б) особых территорий – санитарно-защитной зоны (далее – СЗЗ) и зоны наблюдения (далее – ЗН) для обеспечения безопасности населения при нормальной эксплуатации ОИАЭ; в) ограничений по активности выбросов ОИАЭ в атмосферный воздух (предельно допустимые выбросы (далее – ПДВ)).

Для подтверждения выполнения нормативов и требований НПА об ограничении радиационного воздействия ОИАЭ, в том числе от выбросов, на федеральном, отраслевом и объектовом уровнях, в соответствии с ФЗ от 21.11.1995 г №170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» проводится радиационный мониторинг. Современное состояние нормативной базы радиационного мониторинга нельзя назвать удовлетворительным. К основным проблемам необходимо отнести: устаревшие нормативные акты (МУ 2.6.1.34-2007 «Расчет квоты предела годовой дозы и допустимых уровней радиационных факторов для радиационно опасных предприятий», СП 2.6.1.2216-07 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ»); нечеткие критерии для определения ЗН; различные подходы к нормированию для различных типов ОИАЭ (СанПиН 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03)»). Кроме этого, 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

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

среде и доз облучения населения, НТД МХО Интератомэнерго (НТД МХО ИАЭ-92), Москва, 1992».

Также есть ряд неоднозначных положений и вопросов в нормативных документах, требующих решений, например:

1) Почему наличие СЗЗ и ЗН для обеспечения безопасности населения при нормальной эксплуатации ОИАЭ привязано к потенциальной опасности ОИАЭ при авариях?

2) Почему годовая доза в 10 мкЗв/год является критерием принятия решений по оптимизации радиационной защиты населения, при среднегодовой суммарной дозы облучения от всех источников на территории России по данным Справочника «Радиационная обстановка на территории Российской Федерации в 2022 году» 4,21 мЗв/год и вклад в эту дозу от воздействия ОИАЭ не превышает 0.2%?

В настоящее время Генеральная инспекция Госкорпорации «Росатом» проводит работу по нормативному обеспечению отраслевой системы радиационного мониторинга, а указанные выше проблемы, затрудняют этот процесс. Необходимо провести ревизию нормативной базы цепочки «Квоты – СЗЗ и ЗН – ПДВ – радиационный мониторинг» с дальнейшим пересмотром и актуализацией основных документов.

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.

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. Известны несколько таких случаев значимого загрязнения производственных помещений, территорий и облучения населения, которые произошли в мире. 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.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Таким образом, 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.

В докладе рассмотрен расчетный метод сквозного моделирования, реализованный в виде комплекса расчетных модулей, позволяющий проводить последовательное моделирование физических процессов на всех этапах развития нештатных ситуаций, связанных с потерей контроля над РИ при его плавлении.

В докладе коротко представлено описание расчетного метода и расчетных средств для проведения количественной оценки последствий для населения при атмосферных выбросах радиоактивных аэрозолей, образовавшихся в результате несанкционированного расплавления радиационных источников, на основе комплекса моделей химических, тепловых, гидравлических и механических процессов, возникающих при плавлении РИ, формировании газоаэрозольного выброса, его распространении, осаждении РВ и формировании доз облучения. Разработанный метод сквозного моделирования процессов в сценариях с плавлением РИ реализован в виде набора сопряженных специализированных расчетных модулей.

В рассматриваемом методе учтены явления и процессы формирования источника выхода радиоактивных аэрозолей при плавлении РИ, а также полидисперсность радиоактивного выброса.

Функционирование комплекса расчетных модулей, демонстрирующего применимость предлагаемого метода, было валидировано на основе натурных измерений.

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

А.-Н. В. Вуколова, А. П. Долгих

НИИ «Курчатовский институт», Москва, Россия

эл. почта: vukolova_av@nrcki.ru

Актуальность. Нормирование всего спектра радионуклидов, образующихся на АЭС (~1000 из ~2500), нереализуемо [1, 2]. Существующие подходы (экспертный – 94 нукл. [4]; экспериментальный – РТО) имеют недостатки. Ключевой критерий минимизации – вклад нормируемых радионуклидов в суммарную дозу $\geq 99\%$ [3].

Цель. Разработка подхода формирования минимального перечня нормируемых радионуклидов, обеспечивающего $\geq 99\%$ годовой эффективной дозы.

Методология. Проанализированы годовые выбросы 32 зарубежных АЭС (ВВЭР/PWR, ~1500 блок-лет) [5, 6]. Индивидуальная эффективная доза рассчитана суммированием вкладов по всем путям облучения без разбавления [7]. Построены усредненные по годам нуклидные векторы по дозе (НВд). Критерий: минимальный перечень с кумулятивным вкладом $\geq 99\%$. Для РФ (6 АЭС с ВВЭР, 2016-2023 гг.) введен виртуальный нуклид "Сумма ИРГ" (Ar-41, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135, Xe-138) на основе близости ПДВ.

Ключевые результаты.

Для зарубежных АЭС $\geq 99\%$ дозы обеспечивают 4 группы: C-14, H-3, I-131, Сумма ИРГ (достаточно для 93% станций).

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

На российских АЭС дозообразующими дополнительно являются Co-60, Cs-134, Cs-137 (7 нуклидов), вероятно, из-за повышенных выбросов при ППЭ.

Усредненный НВд стабилен (точность дозы ~ коэф. 2) [9, 12, 13]. Co-60, Cs-134, Cs-137 регистрировались на 90-100% зарубежных АЭС (вклад <1%).

Выводы. Подход (анализ выбросов + критерий 99% дозы) формирует минимальный научно обоснованный перечень: 4 группы для зарубежных АЭС; 7 нуклидов для РФ. Использование "Суммы ИРГ" обосновано. Результаты подтверждают возможность установления единых перечней/ПДВ для схожих АЭС [14], упрощая контроль при сохранении защиты населения. Критерий 99% соответствует требованию (доля нерегистрируемых $\leq 1\%$) [8-10].

ЛИТЕРАТУРА

1. МКРЗ-103. Рекомендации МКРЗ. Публ. 103. — Осло: МКРЗ, 2007. — 332 с.
2. Радиационные характеристики ОЯТ / [Колобашкин В. М. и др.]. — М.: Энергоатомиздат, 1983. — 382 с.
3. Методика разработки ПДВ радиоактивных веществ: Приказ № 639 от 07.11.2012. — М.: Росгидромет, 2012.
4. Распоряжение Правительства РФ от 20.10.2023 № 2909-р.
2. База данных RADD. — URL: <https://europa.eu/radd> (дата обращения: 19.08.2024).
3. База данных DIRATA. — URL: <https://ec.europa.eu/dirata> (дата обращения: 19.08.2024).
4. РБ-106-15. Методы расчета ПДВ. — М.: Ростехнадзор, 2015. — 48 с.
DOI: 10.37414/2075-1338-2020-100-1-37-44 // Радиоэкология. — 2020. — № 1. — С. 37–44.
5. IAEA RS-G-1.8. Environmental Monitoring. — Vienna: IAEA, 2005. — 38 p.
6. СТО 1.1.1.04.001.0143-2015. Оценка выбросов АЭС. — М.: Росатом, 2015. — 52 с.
7. Вуколова А. Н., Долгих А. П. Стабильность выбросов на АЭС // АНРИ. — 2023. — № 1. — С. 17–28.
8. ICRP Publication 60. — Oxford: Pergamon Press, 1991. — 201 p.
9. ICRP Publication 101. — Oxford: Elsevier, 2006. — 86 p.
10. СП АС-2003. — М.: Госстрой России, 2003. — 45 с.

80 ЛЕТ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

И. И. Линге¹, К. Г. Бочаров²

¹ *Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук, Москва*

² *Генеральная инспекция Госкорпорации «Росатом», Москва, Россия
эл. почта: kgebocharov@rosatom.ru*

В год 80-летия атомной отрасли России важно объективно оценить взаимовлияние развития ядерных технологий и уровня обеспечения радиационной безопасности и напомнить ученых и специалистов, внесших решающий вклад в формирование научных основ и практическое обеспечение радиационной безопасности. Для радиационной безопасности создание атомной отрасли перевело вопросы обеспечения радиационной безопасности с уровня относительно рядовой в шеренге гигиенических дисциплин науки, интересовавших в первую врачей рентгенологов, в крупную государственную проблему, решением которой были заняты многие сотни ученых и специалистов различных отраслей науки. Самоотверженный труд этих специалистов, в основном представленных в работах 30.10.2025

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

[1, 2], и, в равной степени, специалистов в области ядерной техники позволил за несколько десятилетий перевести атомную промышленность в режим в целом надежного обеспечения радиационной безопасности работников и населения, в том числе в условиях радиационных аварий. Целью доклада является рассмотрение основных вех становления системы обеспечения радиационной безопасности и научных основ для её обеспечения и напоминание небольшого списка ведущих специалистов, внесших вклад в развитие многочисленных направлений исследований, составляющих сегодня научную основу практического обеспечения радиационной безопасности.

Одна из первых рекомендаций по допустимому облучению людей ионизирующими излучениями была разработана в 1946 году Г. М. Франком, А. А. Летаветом, Н. О. Панасюком и Б. Г. Дубовским под названием «Толерантные дозы различных видов радиации» [3]. Согласно представленным в рекомендациях данным, «допустимая доза облучения» и населения, и персонала составляла 0,2 рентгена в сутки или 60 рентген в год. Исходя из этих дозовых нагрузок, были рассчитаны предельно допустимые концентрации (ПДК) радиоактивных веществ в воздухе и воде без дифференциации их по изотопам. Позднее по предложению немецких ученых (К. Циммер и А. Кач., 1948 г. [4]), работавших на Южном Урале, нормативы были ужесточены в 2 раза. Несмотря на это пуск первых ядерных производств на ПО «Маяк» был, по сути, итерационным поиском безопасных уровней облучения, которые в 1948 году были установлены на уровне примерно 1 мЗв за шесть часов работы. На практике это обеспечило в 1948–1952 годах средние дозы облучения на уровне 27–75 мЗв/год [5]. Медицинские данные отчетливо указывали на необходимость снижения допустимых доз. Уже к периоду 1953–1958 годов до уровней 6,7–17,4 мЗв/год при установленной в 1952 году норме в 0,5 мЗв за смену. Решающий вклад в эту работу внесли А. И. Бурназян, В. Н. Дощенко, В. И. Маслюк, А. К. Гуськова, Г. И. Лукачер, Е. А. Еманова, Г. Д. Байсоголов, Л. А. Булдаков, Ю. И. Москалев, В. Н. Стрельцова, С. А. Рогачева, В. К. Лемберг, Р. Е. Либинзон, В. В. Константинова, Ю. А. Беляев.

В докладе кратко представлены события, связанные с созданием новых организаций и направлений исследований. Их краткий перечень приведен ниже.

Важным направлением деятельности, сформировавшим основу для последующих работ по реконструкции доз облучения населения, были наблюдения за радиационной обстановкой в районе расположения комбината и за сбросами загрязненных вод в р. Теча. Решающий вклад в эту работу внес Д. И. Ильин. К радиоэкологическим исследованиям по Тече были также подключены специалисты Института гигиены труда АМН СССР, подразделения Института биофизики АМН СССР (ИБФ) под руководством А. Н. Мареев, а с 1955 г. и медико-санитарный отдел № 71. С конца октября 1951 г. измерения удельной активности воды в ряде пунктов (преимущественно в верховьях реки) производились ЦЗЛ комбината. В 1955 году в Челябинске был создан специализированный диспансер, сосредоточившийся на вопросах последствий облучения населения на р. Теча. В становлении его работы приняли активное участие специалисты вновь созданного НИИРГ Л. А. Ильин, В. П. Шамов, П. В. Рамзаев. В 1958 г. Минздрав СССР организует Челябинский филиал Ленинградского научно-исследовательского института радиационной гигиены МЗ РСФСР (ЧФ ЛНИИРГ), первым руководителем которого становится И. К. Дибобес.

Созданная в 1946 году радиационная лаборатория стала крупным научным центром – Институтом биофизики с несколькими филиалами, ныне это ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России. В нем многие годы плодотворно работали Л. А. Ильин, Л. А. Булдаков, А. К. Гуськова, Ю. Г. Григорьев, Ю. И. Москалев, Н. Г. Гусев, И. Б. Кеирим-Маркус, У. Я. Маргулис, Д. П. Осанов, В. А. Книжников, О. А. Кочетков.

В Минсредмаше СССР, впоследствии в Минатоме России, отраслевую деятельность по обеспечению радиационной безопасности вел специальный отдел, 30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

который в разные годы последовательно возглавляли М. М. Башкирцев (60-е годы), В. А. Князев (1971–1975 гг.), В. И. Гришмановский (1975–1992 гг.), А. П. Панфилов (1992–2014 гг.). С 1990-х годов он функционировал в составе Департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций Минатома России, впоследствии Росатома, который возглавляли В. А. Губанов и А. М. Агапов. С 2014 года координацию работ по обеспечению радиационной безопасности в отрасли осуществляет Генеральная инспекция Госкорпорации «Росатом». Отдел РБ в эти годы возглавляли С. Г. Михеенко и В. В. Романов.

В 1951 году в Московском инженерно-физическом институте была создана кафедра № 1, которая стала готовить инженеров-физиков для широкого круга задач в области радиационной безопасности и радиационной защиты. В её создании и последующем становлении решающую роль сыграли О. И. Лейпунский, Е. Л. Столярова, Н. Г. Гусев, Л. Р. Кимель, В. И. Иванов, В. П. Машкович, Е. А. Крамер-Агеев. Под председательством В. П. Машковича в 1974 году в Москве прошла первая конференция по радиационной защите.

После аварии 1957 года в 1958 году была создана Опытная научно-исследовательская станция, на которой длительное время отрабатывались технологии ведения сельского хозяйства в условиях радиоактивного загрязнения. В разные годы в её работе принимали участие такие известные специалисты, как В. М. Ключковский, Р. М. Алексахин, Б. С. Пристер, Ф. А. Тихомиров, А. П. Поваляев, Е. А. Федоров, Г. Н. Романов. Уже в 1970 г. в Обнинске был создан ВНИИСХР, который стал крупным научным центром в области сельскохозяйственной радиологии. В его создании активное участие приняли Н. А. Корнеев, А. П. Поваляев, Р. М. Алексахин.

Оценка путей миграции искусственных радиоактивных веществ в окружающей среде, количественная и качественная характеристика процессов и явлений, происходящих при испытаниях атомного и термоядерного оружия, полученные в результате углубленных исследований, выполненных под руководством проф. А. Н. Мареля, П. В. Рамзаева, В. А. Книжникова, Л. А. Перцева и др., послужили научным базисом для предложения СССР о международном договоре, запрещающем проведение испытаний ядерного оружия в трех средах, который и был подписан большинством стран мира в 1963 году.

Одним из ведущих центров расчета радиационной защиты стал Физико-энергетический институт, где многие годы работали такие ведущие специалисты Л. Д. Бродер, В. И. Кухтевич, Э.Е. Петров, А. А. Абаган, М. Н. Николаев. С ними активно сотрудничали специалисты Института прикладной математики АН СССР (Т. А. Гермогенова), ОКБ Гидропресс, ВНИИАЭС, МИФИ, Курчатовского института, НИКИЭТ.

В 60-х годах прошлого века в НИКИЭТ была создана группа специалистов под руководством Ю. А. Егорова, которая начала системные работы по радиационной безопасности районов размещения АЭС.

Все эти годы гидрометеорологические службы вели наблюдение за радиоактивным загрязнением атмосферы, ориентируясь, в качестве главной цели, на фиксацию ядерных испытаний. Научным центром этой работы был Геофизический институт АН СССР, который возглавляли Е. К. Федоров и Ю. А. Израэль.

В формировании новой отрасли гигиенической дисциплины радиационной гигиены особое место принадлежит академику Ф. Г. Кроткову, одному из ее основателей. Именно ему, имевшему большой международный авторитет и признание общественности, в 1970 году приходит первое предложение международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ) о вступлении нашей страны в ее члены. В СССР формируется «Национальная комиссия по радиологической защите» (НКРЗ СССР) и с 1974 г. оформляется членство Советского Союза в МКРЗ. По рекомендации Ф. Г. Кроткова первым председателем НКРЗ СССР избирается профессор, академик АМН СССР А. А.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Летавет, возглавляющий Ленинградский НИИ гигиены труда и профессиональных заболеваний АМН СССР. В последующем на этом посту его сменяет профессор, академик АМН СССР Л. А. Ильин, проработавший на этом посту 20 лет. В российский период РНКТЗ длительное время возглавлял академик РАМН А. Ф. Цыб.

Чернобыльская авария потребовала беспрецедентных усилий как со стороны сформировавшегося круга заинтересованных научных и производственных организаций, так и новых, привлеченных к работам в связи с их большим объемом. Последнее в ряде случаев себя не оправдало. Общая организация работ предполагала ключевую роль Института биофизики в части: оказания помощи перенесшим лучевую болезнь, обеспечения радиационной безопасности работников в зоне аварии (30 км зона); контроля доз облучения жителей БССР, ведения отраслевого регистра. Решающую роль в организации этих работ сыграли Л. А. Ильин, А. К. Гуськова, А. Е. Баранов, К. И. Гордеев, О. А. Кочетков, Р. М. Бархударов, О. А. Павловский, В. А. Логачев, М. Н. Савкин [3]. В этой работе принимали активное участие специалисты Минсредмаша СССР и его предприятий. Основную работу по радиационной безопасности населения Брянской области выполнял НИИРГ, где ключевое значение имели усилия П.В. Рамзаева, Е.В. Иванова, М.И. Балонина, Ю.А. Константинова, И.А. Звоновой. Институт медицинской радиологии вел работу по дозиметрии щитовидной железы и созданию регистра (А. Ф. Цыб, В.Ф. Степаненко, В. К. Иванов). Меры защиты в области сельского хозяйства разрабатывались в ВНИИСХР (Р. М. Алексахин, Н. И. Санжарова, С. В. Фесенко и др.). В области лесного хозяйства – И. И. Марадудин. Составление карт радиоактивного загрязнения обеспечивали Госкомгидромет (Ю. А. Израэль, Н. К. Гасилина) и НПО «Тайфун» (В. М. Шершаков, К. П. Махонько).

Завершающие шаги по формированию системы независимых научных организаций были сделаны уже после Чернобыля. Это создание НТЦ ядерной и радиационной безопасности с задачей научно-технической поддержки органа регулирования безопасности и наш Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, созданный распоряжением Совета Министров СССР от 3 ноября 1988 г. № 2198р в целях расширения и углубления фундаментальных исследований, создающих основу для обеспечения безопасности атомной энергетики. Основная задача Института — комплексный анализ безопасности объектов атомной энергетики, включая ядерный топливный цикл, с использованием современных расчетных кодов.

Авария на ЧАЭС инициировала значительные перемещения ведущих специалистов, в том числе из России, на Украину, а в некоторых случаях и последующее возвращение в Россию. Среди них И. А. Лихтарев, В. И. Репин (НИИРГ), А. А. Боровой (Курчатовский институт), С. В. Казаков (НИКИЭТ) и многие другие.

ИБРАЭ РАН на протяжении более 20 лет обеспечивал поддержку государственных программ преодоления последствий аварии, а в период после 2000 года программ Союзного государства. Институт внес большой вклад в формирование современной системы аварийного реагирования. Решающую роль в эту работу внесли Л. А. Большов, Р. В. Арутюнян, И. А. Осипьянц, А. В. Симонов, О. А. Павловский, Р. М. Бархударов, С. В. Панченко. В разработку и реализацию этих программ большой вклад внесли специалисты Госкомчернобыля и МЧС России (В. Я. Возняк, И. И. Панфилов, Б. К. Блинов, Т. А. Марченко).

В период 2005–2006 годов ИБРАЭ РАН обеспечил разработку ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности», в рамках которой решаются крупные проблемы ликвидации ядерного наследия [6].

ЛИТЕРАТУРА

1. Видные отечественные ученые в области радиобиологии, радиационной медицины и безопасности (Биобиблиографический справочник) / под общей редакцией Л. А.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

- Ильина, А. С. Самойлова, И. Б. Ушакова, - М.: ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, 2021. – 616 с.
2. Радиационная безопасность. Персонал. Население. О. А. Кочетков, В. Н. Клочков, А. С. Самойлов, Н. К. Шандала, В. Г. Барчуков, А. П. Панфилов, А. В. Симаков, С.М. Шинкарев. М. 2025. г. – 357 с.
 3. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ. ПЕРСОНАЛ. НАСЕЛЕНИЕ. О.А. Кочетков, В.Н. Клочков, А.С. Самойлов, Н.К. Шандала, В.Г. Барчуков, А.П. Панфилов, А.В. Симаков, С.М. Шинкарев. Под редакцией член-корреспондента РАН А.С. Самойлова В печати, М.2025 г.
 4. Толерантные дозы различных видов радиации. Под ред. Г.М. Франка. - М.: Минздрав СССР, 1946. К. Циммер и А. Кач. Отчет «Основы защиты от излучений». Южный Урал. 1948 г.
 5. Первые шаги в будущее вместе: Атомная промышленность и медицина на Южном Урале. - Под общ. ред. член-корр. РАМН А.К. Гуськовой, А.В. Аксеева, Н.А. Коршуновой — М.: ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, 2009. — 184 с.
 6. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. – Под общей редакцией Е.В. Евстратова, А.М. Агапова, Н.П. Лаверова, Л.А. Большова, И.И. Линге. – 2012 г. – 356 с. – Т1.

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НАСЕЛЕНИЯ: ОПЫТ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

Н. К. Шандала, Ю. Е. Квачева, С. М. Киселёв, Е. Г. Метляев

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

эл. почта: nshandala@gmail.com

Современная методология радиационной гигиены, используемая в исследованиях по обеспечению радиационной безопасности населения, охватывает объекты и территории всех звеньев ядерно-топливного цикла России и базируется на проведении радиационно-гигиенического мониторинга.

Радиозэкологические 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 и оценены дозы облучения населения. Результаты исследований на территории Приаргунского горно-химического комбината в Забайкалье явились основанием для переселения населения из п. Октябрьский в г. Краснокаменск. Радиационно-гигиенический мониторинг, проводимый в регионе размещения выведенного из эксплуатации ПО «Алмаз» в г. Лермонтове, показал необходимость проведения реабилитационных работ в районах ряда штолен на горах Бештау и Бык.

Важное направление радиационной безопасности – противодействие ядерному и радиологическому терроризму. На основе обобщения многолетнего опыта радиобиологических и радио-токсикологических исследований, впервые в мире

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

разработана уникальная методология ядерно-криминалистических экспертиз, заложившая основу нового научного направления – медицинской ядерной криминалистики.

Выполняя функции регулирования радиационной безопасности населения, разработан ряд методических рекомендаций по оценке радиационной безопасности населения и методические указания по контролю ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{210}Pb , ^{210}Po , ^{226}Ra , ^{238}U и др. радионуклидов в объектах окружающей среды и пищевых продуктах. Разрабатываемые документы имеют большое практическое значение в нормативно-методическом обеспечении надзорных мероприятий и мониторинга радиационных рисков.

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ПЕРСОНАЛА И НАСЕЛЕНИЯ. ИСТОРИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ И СОВРЕМЕННЫЕ ПРОБЛЕМЫ

**В. Г. Барчуков, В. Н. Клочков, 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 в нашей стране, 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 новая 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.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Также вводится три ситуации облучения человека: планируемое, аварийное, существующее.

Изменения философии обеспечения РБ, предложенные в Публикации 103 МКРЗ, рекомендации к разработке нового закона, отмечающие необходимость отражения в этом законе требований и исключение количественных величин из закона, которые должны утверждаться Правительством Российской Федерации в НРБ и ОСПОРБ, а также включение положения, обязывающие Правительство Российской Федерации установить и разграничить права и обязанности федеральных органов исполнительной власти, уполномоченных осуществлять регулирование и регулирующий надзор в области обеспечения радиационной безопасности. Всё это определяют необходимость разработки нового закона о РБ. В этом законе необходимо также определить статус и полномочия Российской научной комиссии по радиационной защите, как независимой вневедомственной экспертной организации по вопросам обеспечения РБ.

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

Процессы содержания и управления значительными по площади территориями, выведенными из пользования в результате крупнейшей радиационной аварии – катастрофы на Чернобыльской АЭС по мере распада радионуклидов и самоочищения этих территорий требуют пересмотра и уточнения. Критерии и подходы к управлению такими территориями при переходе от ситуации аварийного облучения к существующему облучению логически трансформировались, исходя из возможности и потребности возврата в хозяйственную деятельность, потенциала этих территорий, расширяемого перечня решаемых задач.

С течением времени перечень регулирующих требований к управлению территориями утратил первоначальную актуальность и требует дифференциации и выработки нетривиальных взаимоувязанных решений, базирующихся на законодательстве различных сфер регулирования: законодательстве о радиационной безопасности, о правовом режиме территорий, пострадавших в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС, о регулировании безопасности использования атомной энергии и др.

Для территорий, специфика загрязнения которых обусловлена долгоживущими радионуклидами, включая трансурановую группу, переход к ситуации существующего облучения имеет ряд особенностей, которые требуется имплементировать в общую концепцию радиационной безопасности.

В докладе приводится критический анализ существующих правовых норм, регулирующих правовой режим территорий, загрязненных радионуклидами в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС, выявлены проблемные аспекты.

Результаты проводимых научных исследований, направленных на разработку инновационных решений и совершенствование правового регулирования, будут получены в течение текущего года и послужат основой для пересмотра действующего законодательства, актуализации требований, устранения неэффективных или устаревших

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

норм, несоответствующих современным подходам к обеспечению радиационной безопасности.

ЛИТЕРАТУРА

1. Бюллетень нормативно-правовой информации в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности / Департамент по ядерной и радиационной безопасности МЧС Республики Беларусь. - Минск : ИВЦ Минфина, 2024. - 196 с.

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

Результаты многолетних мониторинговых исследований на объектах ядерного наследия позволяют заключить, что воздействие на окружающую среду на территориях их расположения носит характер устойчивого сочетанного загрязнения экотоксикантами радиационной и нерадиационной природы малой интенсивности. В сложившихся условиях требуется разработка иных подходов к оценке влияния на здоровье человека и окружающую среду применяемых мер по переводу радиационных объектов в безопасное состояние. Для этих целей нами разработана методология комплексного эколого-гигиенического мониторинга (КЭГМ), которая апробирована на территориях расположения бывших береговых технических баз ВМФ России по обслуживанию атомных подводных лодок. Она включает три уровня организации и базируется на интегральном подходе к оценке антропогенного воздействия.

Первый уровень КЭГМ заключается в исследовании приоритетных загрязнителей и определении пространственно-временных особенностей их распределения в окружающей среде. Учитывая многообразие выявленных контаминантов, для анализа антропогенного воздействия на окружающую среду разработан универсальный инструментарий – интегральный индекс загрязнения, позволяющий на единой методологической основе количественно охарактеризовать уровень воздействия экотоксикантов в различных средах.

Второй уровень КЭГМ предусматривает исследование изменений качества окружающей среды в результате комплексного воздействия загрязнителей различной природы, определяющих значимые природные и антропогенные нагрузки. Эти изменения исследовали методами биологического мониторинга с использованием тест-объектов, которые выступают в роли сенсоров воздействия комплекса факторов внешней среды.

Третий уровень КЭГМ ориентирован на исследование ответа человеческого организма на комплексное воздействие факторов внешней среды. Для этих целей экспериментально апробирована усовершенствованная отечественными специалистами методика буккального микроядерного цитомного теста (БМЦТ). Применение БМЦТ позволяет оценить повреждение организма на клеточном уровне, являющимся одним из основных звеньев в системе «воздействие фактора на организм – заболеваемость – смертность».

30.10.2025

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

Последовательное развитие предложенных трех направлений мониторинга позволяет констатировать факт постепенного перехода от классического радиационно-гигиенического к эколого-гигиеническому подходу для оценки последствий воздействия факторов техногенной нагрузки на здоровье человека и окружающую среду. Предложенный подход базируется на разработанном комплексе методических документов, определяющих организацию и порядок его реализации. Развитие аналитической составляющей его реализации осуществляется с использованием информационно-аналитической платформы на базе накопленных данных о состоянии загрязнения окружающей среды с визуализацией результатов исследования эколого-гигиенической обстановки.

РОЛЬ ОБРАЗОВАТЕЛЬНЫХ МЕРОПРИЯТИЙ В ОБЕСПЕЧЕНИИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

С. А. Рыжкин

ФГБОУ ДПО РМАНПО Минздрава России, Москва, Россия

ФГБОУ ВО Казанский КГМУ Минздрава России, Казань, Россия

Казанский (Приволжский) федеральный университет, Казань, Россия

Академия наук Республики Татарстан, Казань, Россия

эл. почта: rsa777@inbox.ru

Цель. Повышение эффективности дополнительного профессионального образования медицинских работников в части формирования компетенций безопасной работы с источниками ионизирующего излучения.

Материал и методы. В работе использованы методики проектирования и реализации дополнительных профессиональных программ, соответствующие требованиям Порядка организации и осуществления образовательной деятельности по дополнительным профессиональным программам и профессиональным стандартам.

Результаты. Разработаны, актуализированы и реализуются 28 дополнительных профессиональных программ по специальностям «Радиология» (Ядерная медицина), «Радиотерапия», «Рентгенология», «Радиационная гигиена» для специалистов с высшим медицинским образованием; «Медицинская физика» и «Эксперт-физик по контролю за ионизирующими и неионизирующими излучениями» для медицинских работников с высшим немедицинским образованием, а также для медицинских работников со средним профессиональным образованием в системе непрерывного медицинского образования с размещением паспортов образовательных программ на Интернет-портале www.edu.rosminzdrav.ru.

Дополнительные профессиональные программы спроектированы и реализуются с включением модулей стажировок, симуляционного и/или дистанционного образования. Значительное внимание при проектировании и реализации дополнительных профессиональных программ уделяется кадровому и материально-техническому обеспечению образовательных программ, используются возможности баз практической подготовки, сетевых форм взаимодействия.

Для повышения качества подготовки врачей-специалистов, медицинских физиков, экспертов-физиков практического здравоохранения одним из основополагающих принципов в образовательной деятельности при реализации дополнительных профессиональных программ является трансляция современных научных достижений в образовательный процесс.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

По завершении освоения дополнительных профессиональных программ производится оценка результативности внедрения мероприятий по обеспечению радиационной безопасности в практическую деятельность.

Выводы. Анализ результатов позволяет сделать вывод о роли образовательных мероприятий в обеспечении радиационной безопасности пациентов, персонала и населения при использовании источников ионизирующего излучения в практическом здравоохранении.

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 установление ПДВ и границы СЗЗ с целью выполнения требований [1–4] РФ по облучению населения, проживающего вблизи АЭС, вследствие проектных выбросов радиоактивных веществ (далее – РВ) в условиях нормальной эксплуатации.

В докладе рассмотрено как разные климатические условия площадок АЭС влияют на распространение радиоактивной примеси, что в конечном итоге сказывается на установлении нормативов предельно допустимых выбросов в атмосферный воздух и размере радиуса (границы) санитарно-защитной зоны (далее – СЗЗ).

Представлена демонстрация применения методики [5] для определения границы (радиуса) СЗЗ проектируемых АЭС с учетом метеорологических условий площадки при отсутствии исходной информации по выбросам в условиях нормальной эксплуатации.

В докладе показаны способы варьирования и определения значений выбросов РВ, с целью определения предельных уровней, для которых обеспечения радиационной безопасности населения, проживающего вблизи АЭС, не потребует организации СЗЗ за пределами промплощадки.

Дополнительно, в докладе приводятся возможные варианты учета кратковременного выброса в результате работ по расхолаживанию и разуплотнению РУ в рамках действующих нормативных документов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Постановление Главного санитарного врача Российской Федерации от 07.07.2009 г. №47 «Об утверждении СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009».
2. Федеральный закон от 09.01.1996 г. №3-ФЗ «О радиационной безопасности населения».
3. Постановление Министерства здравоохранения Российской Федерации Главного санитарного врача от 28.04.2003 г. №69 «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)».
4. Постановление Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 29.05.07 г. №30 «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)».

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

5. Приказ Ростехнадзора от 30.08.2021 №288 «Об утверждении руководства 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».

ОСНОВНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ УСТАНОВОК УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

С. В. Синегрибов, А. В. Курындин, к.т.н., А. М. Киркин, М. С. Полянский

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия

эл. почта: sinegribov@secnrs.ru

Установки управляемого термоядерного синтеза (далее – УУТС) обладают характерными для объектов использования атомной энергии факторами опасности, такими как ионизирующее излучение, образование радиоактивных отходов, выброс радиоактивных веществ в атмосферу. По отдельным радиационным характеристикам УУТС, могут соответствовать уровню, характерному для существующих крупных ядерных установок. При этом в настоящее время вопросы обеспечения безопасности термоядерных и гибридных систем не урегулированы в достаточной мере в нормативной правовой базе Российской Федерации, а также отсутствуют референтные документы международных организаций.

Параллельно с развитием технологий термоядерных и гибридных систем в рамках реализации федерального проекта «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий» ведется деятельность по развитию системы нормативного правового регулирования безопасности УУТС. В рамках данного процесса УУТС «встраиваются» в существующую систему регулирования безопасности.

Оптимальным вариантом развития действующего законодательства является включение УУТС в перечень объектов использования атомной энергии [1], с последующей разработкой серии новых федеральных норм и правил в области использования атомной энергии (далее – ФНП), содержащих конкретные требования по обеспечению безопасности УУТС. С целью законодательного закрепления указанного подхода к регулированию безопасности разработан проект федерального закона «О внесении изменений в статью 3 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» [2] (далее – Законопроект). Ожидается, что Законопроект [2] вступит в силу с 1 января 2026 г.

Законопроект [2] предусматривает возможность отнесения УУТС как к категории «радиационный источник», так и к категории «ядерная установка». Это обусловлено в первую очередь возможностью создания в будущем гибридных систем синтез-деление с ядерными материалами, которые в Законопроекте [2] определены как термоядерные реакторы. При этом в категорию ядерных установок попадут также наиболее мощные термоядерные установки, не содержащие ядерных материалов, но обладающие высокой интенсивностью ионизирующего излучения. В соответствии с Законопроектом [2] критерии отнесения установок к категориям «ядерные установки» и «радиационные источники», а также основные требования по обеспечению безопасности должны быть установлены в ФНП.

В настоящее время разработаны предложения по первой редакции четырех проектов основополагающих ФНП для регулирования безопасности УУТС, включая

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

«Общие положения безопасности установок управляемого термоядерного синтеза» (далее – ОПБ УУТС), в которых будут установлены основные, наиболее значимые требования по обеспечению безопасности. Требования, входящие в проект первой редакции ОПБ УУТС, достаточно технологически нейтральны и разработаны на основании требований, предъявляемых к другим объектам использования атомной энергии – атомным станциям, исследовательским ядерным установкам и радиационным источникам.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии».
2. Законопроект № 835243-8 «О внесении изменений в статью 3 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» (в части регулирования безопасности термоядерных реакторов и установок) (<https://sozd.duma.gov.ru/bill/835243-8>).

БАЗОВЫЕ ЗНАЧЕНИЯ УДЕЛЬНОГО ВЫБРОСА РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ ДЛЯ ОЦЕНКИ СООТВЕТСТВИЯ ПРИНЦИПАМ МЕТОДОЛОГИИ INPRO ДЛЯ ПРОЕКТОВ МАЛЫХ МОДУЛЬНЫХ РЕАКТОРОВ МОРСКОГО БАЗИРОВАНИЯ

А. А. Екидин¹, Е. И. Назаров¹, М. Е. Васянович¹, А. Н. Швалев²

¹ *Институт промышленной экологии УрО РАН, Екатеринбург, Россия*² *ООО «НЕОРАДТЕХ», Обнинск, Россия*
эл. почта: ekidin@mail.ru

По всему миру насчитывается около 100 проектов малых модульных реакторов (ММР), на различной стадии разработки и развертывания, в том числе, 9 морского базирования. Основные привлекательные возможности ММР – длительный период автономного обеспечения тепловой и электрической энергией населения удаленных и малонаселенных территорий.

Сформулированный в рамках методологии INPRO, МАГАТЭ базовый принцип устойчивого развития национальных ядерных энергетических систем предполагает, что новые атомные электростанции должны быть более безопасны для персонала, населения и окружающей среды, чем сопоставимые АЭС, находящиеся в настоящее время в эксплуатации. Для соответствия методологии INPRO целесообразно показать снижение выброса радиоактивных веществ на единицу производимой энергии новыми АЭС.

В отличие от действующих наземных АЭС, по эксплуатируемым ММР отсутствуют базы данных о выбросах радиоактивных веществ, формирующих основное облучение населения, что делает невозможным сравнение радиационного воздействия единственной эксплуатируемой российской ММР морского базирования с другими аналогичными ММР. Но это же обстоятельство, на основе данных о выбросе радиоактивных веществ при нормальной эксплуатации ПАТЭС «Академик Ломоносов» позволяет сформировать базовые значения удельного выброса радиоактивных веществ.

Впервые выполнены экспериментальные исследования интенсивности и радионуклидного состава газоаэрозольных выбросов ММР морского базирования. В обследованных источниках выброса радиоактивных веществ идентифицировано 11 радионуклидов. Поступление установленных радионуклидов создает облучение населения г. Певек не выше 0,03 мкЗв/год, что многократно ниже установленной для АЭС дозовой квоты от облучения при выбросе в атмосферу радиоактивных веществ, равной 50 мкЗв/год. Определены основные радионуклиды, формирующие не менее 95% годовой эффективной дозы населения г. Певек от выбросов ПАТЭС при нормальной эксплуатации: ^3H , ^{14}C , ^{41}Ar . В первые годы эксплуатации ПАТЭС удельный выброс составил $2,72 \cdot 10^{-1}$, $2,91 \cdot 10^{-3}$ и $1,53 \cdot 10^{-2}$ ГБк/ГВт·ч соответственно для ^3H , ^{14}C и ^{41}Ar . Полученные значения удельного выброса могут быть приняты за базовые для оценки

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

соответствия принципам методологии INPRO для всех последующих проектов ММП морского базирования.

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

Установка управляемого термоядерного синтеза (УТС) при работе на определенном виде топлива (например, дейтерии или тритии) является источником ионизирующих излучений, обуславливающих дозовые поля вблизи установки. Проектные решения по созданию таких установок должны обеспечивать соблюдение норм радиационной безопасности персонала, установленные действующими нормативными требованиями [1–4]. Для этого на этапе проектирования установок УТС необходимо оценить и обосновать:

- требуемую конфигурацию биологической защиты;
- размер запретной зоны, на территории которой не допускается нахождение персонала во время работы установки;
- длительность запретного периода, в течение которого не допускается нахождение персонала на рабочих местах во время и после работы установки.

В докладе представлена расчетная методика выбора и обоснования необходимых мер радиационной защиты персонала установок УТС, которая основывается на трех этапном проведении вариантных нейтронно-физических расчетов:

1. с использованием Монте-Карло кода оцениваются дозовые поля от мгновенного нейтронного и вторичного гамма-излучений во время работы установки для различных конфигураций биологической защиты;
2. с использованием кода нуклидной кинетики оцениваются радиационные характеристики активированных материалов для различных режимов облучения и времен после облучения;
3. с использованием Монте-Карло кода оцениваются дозовые поля от остаточного гамма-излучения активированных материалов для различных времен после работы установки.

Представлены результаты апробации методики при обосновании радиационной безопасности импульсного генератора нейтронов (мощный источник нейтронов, МИН), размещение которого планируется на площадке АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» [5], и токамака Т-15МД (НИЦ «Курчатовский институт») [6] на дейтериевом топливе.

ЛИТЕРАТУРА

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СанПиН 2.6.1.2523-09.
2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ – 99/2010). Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10.
3. «О радиационной безопасности населения» Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ.
4. Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников. НП-038-16.
11. Кизуб П. А., Блохин П. А., Коновалов В. Ю., Казиева С. Т., Блохин А. И., Ванеев Ю. Е. Моделирование радиационной обстановки около импульсного генератора

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

нейтронов с использованием программного комплекса КОРИДА // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез. – 2023. – Т. 46. – № 4. – С. 92-100.

12. Велихов Е. П. и др. Первые экспериментальные результаты на токамаке Т-15МД // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез. – 2024. – №. 2. – С. 5.

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

В современной радиационной защите, имеющей дело преимущественно с малыми и очень малыми дозами в ситуации планируемого облучения, принцип оптимизации, по мнению МКРЗ, играет главенствующую роль. Но на национальном уровне регуляторы зачастую предпочитают руководствоваться принципом нормирования. Оптимизацию защиты они воспринимают как постоянное стремление к снижению воздействия, но при этом испытывают затруднения с тем, как и до какой степени следует учитывать экономические и социальные факторы. В то же время пределы доз регуляторы рассматривают как границу между “безопасным” и “опасным”, а принцип нормирования – как наиболее простой и эффективный способ поддержания низкого уровня облучения и стимулирования улучшений. Однако есть другая часть профессионального сообщества, которая интерпретирует оптимизацию как поиск разумного баланса между вложениями в защиту и достигаемыми результатами.

Неоднозначное понимание принципа оптимизации характерно для любой страны с хорошо развитой системой защиты, включая Россию. МКРЗ не одно десятилетие занимается толкованием принципа оптимизации. Однако ее разъяснения тоже можно понимать по-разному, а новые предложения помогают сделать балансировку факторов более прозрачной, а процесс принятия решений более этичным, но не более того.

Проведенный автором анализ релевантных публикаций МКРЗ, статей авторитетных экспертов в области радиационной защиты и в области прикладной этики показывает, что источник неоднозначного восприятия может скрываться в конфликтном этическом содержании принципа оптимизации. Императив снижать воздействие ниже установленных нормативов отражает интуитивно понятную нормативную логику предосторожности, которая применяется 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 вероятность вреда здоровью можно оценить количественно и *компенсировать* материальными или иными благами. Концепция взвешивания также имеет сильную поддержку со стороны наших моральных интуиций. Но объединение двух разных моделей морального мышления в одном нормативном предписании создает ситуацию интуитивного выбора и вполне может быть причиной неоднозначной интерпретации принципа оптимизации.

Наличие этического конфликта не означает обязательного отказа от предосторожного подхода. С одной стороны, аргументы, на которые МКРЗ ссылалась в 30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

первое послевоенное десятилетие (неудовлетворительный характер знаний и возможность серьезных морально неприемлемых последствий), потеряли свою актуальность еще в 1970-х годах. С другой стороны, об этических дискуссиях в рамках МКРЗ мало что известно. Возможно, последовательное сохранение предосторожного подхода – это осознанный выбор МКРЗ, а не результат путаницы этических принципов предосторожности и предотвращения вреда, с которой часто сталкиваются моральные философы. В любом случае прояснение общеэтических корней принципа оптимизации может помочь вывести из тупика проблему его ценностно-нормативной неопределенности.

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 полного 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. Российская Федерация имеет обширную нормативную базу, регламентирующую требования по обеспечению безопасности при хранении и транспортировании РМ. Одним из основных направлений совершенствования нормативной базы является гармонизация с документами МАГАТЭ.

В докладе представлен обзор текущего состояния и планов по совершенствованию в Российской Федерации нормативной базы, регламентирующей вопросы обеспечения безопасности при хранении и транспортировании РМ.

Ключевые слова: федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии, радиоактивные материалы, хранение, транспортирование.

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 период 2019–2024 г. ИПЭ УрО РАН выполнил крупное комплексное исследование облучения городского населения России природными радионуклидами.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

В ходе исследования были установлены параметры, характеризующие облучение населения радоном и его дочерними продуктами [1], дочерними продуктами торона [2], внешнее облучение, обусловленное содержанием природных радионуклидов в строительных материалах [3]. Исследование было проведено 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.

В рамках исследования использованы самые современные методы измерения ионизирующих излучений. Измерения объемной активности (ОА) радона в жилищах проведены с использованием интегральных трековых радиометров радона, с продолжительностью измерения в каждой квартире примерно три месяца. По результатам измерений оценено среднегодовое значение ОА радона. Для измерения эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА) торона использован разработанный в ИПЭ УрО РАН оригинальный метод оценки этой величины [2]. Измерение содержания природных радионуклидов в строительных материалах выполнено с использованием нового метода неразрушающего контроля [4]. Метод основан на применении полевого, мобильного гамма-спектрометра, откалиброванного для проведения измерений в помещениях зданий.

В выборку исследования включались квартиры в многоэтажных многоквартирных зданиях. При формировании выборки учитывался класс энергоэффективности здания. Измерения ОА радона выполнено в выборке более чем 1000 помещений, в среднем около ста квартир в каждом городе. Измерения содержания природных радионуклидов в строительных материалах неразрушающим методом выполнены в 100 квартирах в разных городах страны. 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.

По результатам исследования определены уровни воздействия и дозы облучения городского населения России, обусловленные содержанием природных радионуклидов в строительных материалах.

ЛИТЕРАТУРА

1. Жуковский М.В., Ярмошенко И.В., Онищенко А.Д., Малиновский Г.П., Васильев А.В., Назаров Е.И. Оценка уровней содержания радона в многоэтажных зданиях на примере восьми крупных городов России // Радиационная гигиена. – 2022. – 15(1). – с. 47-58.
2. Izgagin, V.S., Zhukovsky M.V., Onishchenko A.D. Population exposure by thoron decay products in multi-story buildings on example of large cities in Russia // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2024. – 333(11). – p. 5295-5306.
3. Izgagin V.S., Zhukovsky M.V., Onishchenko A.D., Yarmoshenko I.V., Pyshkina M.D. Gamma-radiation exposure by natural radionuclides in residential building materials on example of nine Russian cities // J Radioanal Nucl Chem. – 2023. – 332. – p. 4943-4952.
4. Yarmoshenko I., Vasilyev A., Ekidin A., Pyshkina M., Malinovsky G., Onishchenko A., Zhukovsky M. Non-destructive measurements of natural radionuclides in building materials for radon entry rate assessment // J Radioanal Nucl Chem. – 2021. – 328. – p. 727-37.

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

Город Лермонтов расположен в центральной части региона Кавказских Минеральных Вод (КМВ) и входит в состав особо охраняемого эколого-курортного региона России. Поэтому соблюдению требований экологической и радиационной безопасности на его территории уделяется большое внимание.

Наличие на территории города бывших радиационных объектов ЛПО «Алмаз» и близость к урановому руднику на горном массиве Бештау, тормозят развитие города в качестве курорта.

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 не превышают 0,27 мкЗв/ч. На береговой части озера у СНТ им. И.В. Мичурина, в которое сбрасываются шахтные воды, имеются участки со значениями МАЭД до 0,42 мкЗв/ч.

2. На территории бывших объектов ОАО Гидрометаллургический завод и ООО Электромеханический завод, ныне не относящихся к радиационно опасным, имеются участки со значениями до 0,41 и 0,39 мкЗв/ч, соответственно. Высокие значения МАЭД, до 1,2 мкЗв/ч, наблюдаются на территории хвостохранилища вне рекультивированных карт. Однако наличие хвостохранилища не оказывает значимого влияния на радиационную обстановку в городе [1].

3. На территории города только УА ^{226}Ra в почве всех функциональных зон города, за исключением рекультивированных карт, выше средних значений по Ставропольскому краю. По данному критерию территория города относится к радоноопасной. Максимальные значения УА ^{226}Ra зафиксированы на территории хвостохранилища вне территории рекультивированных карт (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 внутреннее облучение от ингаляционного поступления радона и его дочерних продуктов, что характерно и для других городов КМВ. Но высокие уровни радона в жилых помещениях свойственны как правило для одно-, двух- и трехэтажных зданий застройки до 1970 г. (среднее значение ЭРОА R_n – 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 R_n не превышают установленных в России нормативов.

В целом радиационная обстановка в г. Лермонтов не отличается от таковой в других городах региона КМВ. Основным фактором радиационного воздействия на население 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

Таким образом радиационная обстановка не является препятствием для развития города в качестве курортного города.

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.

ИССЛЕДОВАНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ТРИТИЯ В ДИКОРАСТУЩИХ РАСТЕНИЯХ, ПРОИЗРАСТАЮЩИХ НА ТЕРРИТОРИИ С ПОДЗЕМНЫМ ИСТОЧНИКОМ ТРИТИЯ

А. В. Михайлов, С. Н. Лукашенко, А. В. Томсон, М. А. Эдомская

ФГБУ «Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии и агроэкологии Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», Обнинск, Россия

Электронная почта: andrey.michaylov.2525@yandex.ru

В рамках представленной работы приведены результаты масштабных исследований содержания трития свободной воды (ТСВ) в дикорастущих растениях, произрастающих на территории с подземным источником трития. Исследовались различные виды растений: травянистые, кустарниковые, древесные. Концентрация ТСВ в различных вегетативных органах одних и тех же растений анализировалась отдельно. Отбор проб проводился в течение всего вегетационного периода от всходов до увядания растений. Дополнительно отдельно отбирались растения, в которые тритий поступает аэральным путём.

Выявлено, что концентрация ТСВ в листьях растений при корневом пути поступления трития в растения составляет в среднем 0,71 от концентрации ТСВ в стеблях этих же растений. Это значение варьирует от $0,30 \pm 0,06$ до $1,1 \pm 0,3$ для растений разных видов, но никогда не превышает значимо 1. Концентрация ТСВ в листьях растений при аэральном поступлении трития в среднем в 1,5 раз больше концентрации ТСВ в стеблях этих же растений. Это значение варьирует от $0,86 \pm 0,59$ до $2,9 \pm 1,9$, но никогда значимо не ниже 1.

Концентрация ТСВ в одних и тех же вегетативных органах травянистых растений разных видов, произрастающих на одной площадке, отличается до 2,6 раз. Концентрация ТСВ в вегетативных органах травянистых и древесных растениях также отличается значимо – до 2,3 раз.

Концентрация ТСВ в одних и тех же вегетативных органах растений разных видов может отличаться до 3,5 раз. При этом концентрация ТСВ в кустарниковых и древесных растениях отличается не так значимо – средняя разница составляет 1,2 раза, при наибольшей обнаруженной разнице в 1,4 раза. Различия между содержанием ТСВ в разных видах древесных и кустарниковых растений практически нет.

Обнаружена зависимость концентрации ТСВ в вегетативных органах растений одного и того же вида в разные вегетационные стадии. Концентрация ТСВ в одном и том же вегетативном органе растения одного вида меняется до 14 раз и, как правило, сильно снижается к концу вегетационного периода.

Таким образом, доказано, что распределение трития по вегетативным органам дикорастущих растений неравномерно. Оно зависит от механизма поступления трития в

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

растение, вида растения, его фазы вегетации. Предложен инновационный метод определения механизма поступления трития в растение по коэффициенту M – отношению концентрации ТСВ в листьях к концентрации ТСВ в стеблях растений. При значении коэффициента M ниже 1 – поступление трития в растительность является преимущественно корневым, при значении выше 1 – аэральным.

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 радиозоологической обстановки при аварийном поступлении радионуклидов в морскую среду возможен только с использованием динамических моделей из-за отсутствия равновесия в распределении радионуклидов между водой и компонентами морской экосистемы. 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 в экосистеме Арктических морей, с целью оценки и прогноза последствий аварийного поступления радионуклидов в морскую среду для биоты и человека. 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. В качестве исходных данных была принята оценка поступления ^{137}Cs в морскую среду $2,48 \cdot 10^{13}$ Бк [1]. Загрязнение морской воды после аварии быстро снижается со временем, однако в донных отложениях ^{137}Cs остается на протяжении длительного времени. 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 в острый период рассматриваемой гипотетической аварии не превышает 1 %. Сделан вывод о локальном характере радиозоологического воздействия гипотетической аварии с АПЛ «К-159» на биоту Баренцева моря.

Долгоживущие радионуклиды в донных отложениях являются долгосрочным источником загрязнения некоторых промысловых видов рыб Арктических морей (пикша, треска) по пути «донные отложения – бентосные организмы – рыба». Из-за небольшого размера пятна повышенное накопление радионуклидов в промысловой рыбе возможно только при ее случайном краткосрочном нахождении вблизи загрязненного участка. Для рассмотренного сценария аварии загрязнение ^{137}Cs пикши (рыба-бентофаг) при пребывании вблизи пятна загрязнения на протяжении 1 суток оценено в 260 Бк/кг, снижаясь до санитарно-гигиенического норматива (130 Бк/кг) только через 1,5 года. При пребывании рыбы вблизи пятна в течение 1 недели – 1900 Бк/кг, снижаясь до нормативного значения только через 4 года. Вылов такой рыбы может быть произведен в разных частях акватории Баренцева моря в зависимости от сезонных миграций, в том числе на значительном удалении от загрязненного участка. Доза облучения человека от потребления одной случайно выловленной в Баренцевом море особи рыбы массой 2 кг, накопившей ^{137}Cs в результате нахождения от 1 до 90 суток вблизи пятна загрязнения донных отложений после гипотетической аварии с АПЛ «К-159» оценена в диапазоне от 4

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

до 350 мкЗв. Необходимо анализировать возможность биологического переноса ^{137}Cs и других долгоживущих радионуклидов мигрирующими промысловыми видами рыб в случае обнаружения или прогноза высоких уровней загрязнения даже небольших участков морских донных отложений Баренцева и Карского моря.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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.

ПРОБЛЕМЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА ПЭТ-ЦЕНТРА ПРИ РАБОТЕ С РФП НА ОСНОВЕ ^{18}F

С. Е. Охрименко^{1,2}, С. А. Рыжкин¹, Н. А. Акопова¹, Е. П. Ермолина¹,
В. А. Сухов¹

¹ ФГБОУ ДПО РМАНПО Минздрава России, Москва, Россия

² ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА, Москва, Россия

эл. почта: ooniii@mail.ru

В рамках экспериментальной работы проведена оценка условий труда и доз облучения персонала ПЭТ-центра. В большинстве подразделений время облучения составило 0,1 – 40% рабочего времени, МАЭД 0,11 – 32 мкЗв/ч. С учётом времени облучения эффективные дозы составили 0,1 – 3,0 мЗв/год. Наиболее облучаемая группа – персонал диагностической лаборатории, Состав лаборатории – 3 человека: 2 медицинские сестры и рентген-лаборант ПЭТ-КТ. Максимальное количество пациентов в смену – 26. Наибольшее облучение происходит в момент проведения инъекции. МАЭД в зоне локтя правой руки 60 – 100 мкЗв/ч и более, что зависит от положения тела, находящегося в динамическом режиме, длительность 30–40 секунд. Последующие мероприятия проводятся на больших расстояниях от пациентов. В рамках настоящей работы обследовано 25 пациентов, суммарная активность ^{18}F 9676 (387 МБк/пациент). Время нахождения каждой медицинской сестры в зоне облучения в течении смены (14 ч) – около 2 ч, суммарной время на введение РФП 13–15 мин. в смену. Две медицинские сестры выполняют процедуры фасовки и введения РФП в примерном соотношении: медсестра-1, введение $\approx 60\%$, фасовка $\approx 40\%$; медсестра-2 – фасовка $\approx 60\%$, введение $\approx 40\%$. Дозы рентген-лаборанта оказались несколько выше за счёт контакта со всеми пациентами (активностью), в то время как медицинские сестры делят её между собой (введение/фасовка). На формирование доз влияет используемая активность, а также «рабочее поведение» персонала (инициативный контакт с пациентами). Оценка доз проводилась методом TLD, погрешность измерений не более 7%. Расчётные годовые дозы приведены в таблице 1.

Таблица 1. Годовые расчетные эффективные и эквивалентные дозы персонала, мЗв

Персонал	Hp(0,07) мЗв	Hp(3) мЗв	Hp(10) _{год} мЗв
М/сестра-1	220	6,9	5,83
М/сестра-2	132	7,4	5,72
Р/лаборант	24	8,8	8,9

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

При отсутствии деления по операциям между персоналом, эквивалентная доза на хрусталик глаза может составить не менее 15 мЗв за год. Увеличение количества пациентов также приведёт к увеличению уровней облучения, в т. ч. по коже рук превысит 500 мЗв в год [1, 2].

ЛИТЕРАТУРА

1. Wrzesień M. Simplicity or complexity of the radiopharmaceutical production process in the light of optimization of radiation protection of staff - ^{99m}Tc vs. ^{18}F . Med. Pr. 2018; 69(3): 317–27. <https://doi.org/10.13075/mp.5893.00687>
2. Звонова И.А., Чипига Л.А., Балонов М.И., Сухов В.Ю. Радионуклидная диагностика в Санкт-Петербурге: текущее состояние и проблемы развития. Радиационная гигиена. 2015; 8(4): 32–41.

АВТОНОМНЫЙ РЕЖИМ РАБОТЫ ЭНЕРГООБЛОКОВ 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. 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 АЭС “работа на мощности” соответствуют мощности реактора от 1 % до 104 % $N_{\text{ном}}$ 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, останов реактора с последующим его запуском, требует время и разрешение Ростехнадзора, что приводит к значительным экономическим потерям в результате простоя АЭС. Генерируемый пар может обеспечить работу дополнительной маломощной паровой турбины длительное время на обеспечение электроэнергией сети собственных нужд работающего и остановленных энергоблоков атомной станции и, при необходимости, подключенных к ней важных, в том числе военных, стратегических, объектов. Как было показано автором и его коллегами ранее, при срабатывании аварийной защиты и переводе реакторов в режим расхолаживания, остаточное тепловыделение может быть использовано для обеспечения работы дополнительной паровой турбины на выработку необходимой электроэнергии до 72 ч и более в зависимости от исходных условий. Одна турбина с использованием остаточного тепловыделения одного реактора может длительное время обеспечивать энергией все энергоблоки атомной станции. 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, в том числе аккумуляторы, так и энергия реактора. Так, например, на Балаковской АЭС к 2024 г. были закончены мероприятия по переводу энергоблока №4 на мощность 107 %. При этом были затрачены значительные средства на модернизацию цилиндра высокого давления основной турбины и замену ее электрогенератора. Повышение мощности может оказать негативное влияние на надежность основной

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

турбины. Как показали наши предварительные исследования, проведенные 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.

Ситуация на Запорожской АЭС демонстрирует весомую актуальность разработанного решения. Существует ряд техногенных и природных угроз, способных на длительное время изолировать АС от энергосистемы, других источников энергии или дополнительного топлива. Необходимо отметить, режим "горячего останова" был использован ЗАЭС. При подключении небольшой турбины, энергоблок 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.

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ И ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ПУНКТА ВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ ОЯТ И РАО В ГУБЕ АНДРЕЕВА

А. А. Филонова, В. А. Серегин, Д. В. Исаев, Н. К. Шандала
ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия
эл. почта: anfl@mail.ru

В начале 1960-х годов на северо-западе России в губе Андреева Мурманской области была создана береговая техническая база (БТБ) военно-морского флота. База использовалась для обеспечения перезарядки ядерных реакторов атомных подводных лодок, временного хранения и последующей отправки для переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) атомных подводных лодок.

Начиная с 2004 г., сотрудниками ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России выполняются ряд научных и практических работ по регулированию радиационной безопасности на объектах ядерного наследия Северо-западного центра по обращению с радиоактивными отходами «СевРАО» – филиала ФГУП «ФЭО» – бывшей береговой технической базой военно-морского флота.

Одним из направлений работ является радиационно-гигиенический мониторинг, в ходе которого для оценки состояния территорий и объектов окружающей среды использовались полевые и лабораторные методы измерения, включающие измерение мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения, определение удельной активности радионуклидов спектрометрическими, радиометрическими и радиохимическими методами. Объектами исследований являлись почва, питьевая вода, растительность (мох, разнотравье), морская вода и объекты водной среды (донные отложения, водоросли), отобранные на территории промплощадки, в зоне наблюдения ПВХ и на территории г. Заозерска.

Оценивая изменения мощности дозы гамма-излучения в период 2005–2022 гг., можно отметить положительную динамику в перераспределении зон с повышенной

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

мощностью дозы, сопровождающуюся снижением их размеров и количества. Высокие значения удельной активности техногенных радионуклидов (до $2,9 \times 10^6$ Бк/кг) отмечались в 2005–2012 гг. на территории зоны контролируемого доступа. Вне зоны контролируемого доступа обнаруживались локальные участки загрязнения, на которых значения удельной активности техногенных радионуклидов в почве значительно превышали радиационный фон, характерный для региона, и достигали 800–900 Бк/кг. Согласно данным мониторинга уровень загрязнения на данных участках остается стабильным в течение длительного времени, следовательно, дополнительного загрязнения на этих участках не возникло. Загрязнение донных отложений носит локальный характер и приурочено к загрязненным промышленным площадкам. Исследования структуры доз внешнего и внутреннего облучения населения г. Заозерска показали, что эффективная доза от внешнего облучения для жителей города составляет 0,95 мЗв/год. Оценивая полученные результаты, можно сказать, что на текущий момент работы по выгрузке и вывозу кондиционного ОЯТ не привели к появлению новых очагов загрязнения окружающей среды на территории промплощадки и распространению существующего загрязнения по территории санитарно-защитной зоны и за ее пределы.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ МОРСКОЙ ТЕХНИКИ

К. А. Белошицкий

АО «СПМБМ «Малахит», Санкт-Петербург, Россия

эл. почта: thebelosh@gmail.com

Основным способом обеспечения радиационной безопасности на проектах разработки АО «СПМБМ «Малахит» является создания глубокоэшелонированной защиты на пути распространения ионизирующих излучений (ИИ) и радиоактивных веществ. Для ослабления проникающего ИИ на атомных подводных лодках (АПЛ) с ядерными энергетическими установками создается биологическая защита (БЗ). Проблема проектирования БЗ АПЛ имеет давнюю историю и связана она с необходимостью задания проектанту реакторной установки (РУ) требований по мощностям доз (плотностям потоков) гамма-нейтронного излучения за пределами БЗ, исходя из которых только и возможно ее проектирование.

Такие требования были разработаны в 70-тые годы прошлого века и успешно применялись при проектировании БЗ для ППУ АПЛ 2-го и 3-го поколений.

Требования устанавливались для отдельных районов реакторного отсека, носовой переборки реакторного отсека и боевых постов в соседнем с реакторным отсеком.

При этом в техническом проекте АПЛ подтверждалось выполнение требования норм радиационной безопасности по годовой дозе облучения личного состава, предел которой составлял в те годы величину 5 бэр (50 мЗв).

Внедрение новых норм радиационной безопасности НРБ-96, а затем НРБ-99 и НРБ-99/2009 [1], в которых предел годовой дозы облучения (теперь эффективной), был снижен до 20 мЗв, привело к необходимости решения проблемы увеличения эффективности БЗ, которая для транспортных объектов с ЯЭУ (в том числе и АПЛ) весьма непростая из-за массогабаритных ограничений.

В настоящее время при проектировании БЗ используется так называемый интегральный подход (исходя из годовой дозы облучения), который требует знания времени пребывания личного состава в различных помещениях, что на ранних стадиях

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

проектирования, когда проектантами АПЛ выдается ТЗ на проектирование БЗ, создает большие проблемы.

При несформированном на ранних стадиях проектирования реакторном отсеке, корректное определение требуемого времени пребывания личного состава, а тем более маршрутов его передвижения, весьма проблематично, что приводит, в конечном счете, к большим погрешностям в определении толщин БЗ.

Для вновь проектируемых АПЛ, на ранних стадиях проектирования, когда только формируется архитектура корабля, требуется задание допустимых проектных мощностей доз, которые надо установить на основе уже накопленного опыта внедрения НРБ-99/2009 на эксплуатируемых АПЛ.

Для проектирования БЗ требуется определить допустимую проектную мощность эффективной дозы на поверхности БЗ.

По нашему мнению, допустимые проектные мощности эффективной дозы могут быть установлены путем квотирования годовых эффективных доз по помещениям корабля с использованием накопленного опыта по требуемым временам пребывания в различных помещениях корабля.

Переход на проектирование с применением допустимых мощностей эффективной дозы потребует изменения подхода к разработке методик проверки эффективности, а точнее к возвращению к старому методу, но с учетом положений НРБ-99/2009, которые также требуют подтверждения в части годовых эффективных доз облучения личного состава.

По нашему мнению, допустимые проектные мощности эффективной дозы для кораблей (в том числе и АПЛ) должны быть установлены в нормативном документе, который бы являлся аналогом ОСПОРБ-99/2010 [2], где установлены допустимые проектные мощности дозы для стационарных объектов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009/2009, СанПиН 2.6.1. 2523-09, Роспотребнадзор, 2009
2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010) СП 2.6.1.2612-10 Роспотребнадзор, 2010

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

Автоматизированная система контроля радиационной обстановки (АСКРО) 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, предполагается размещение АСКРО. В отличие от АЭС, в задачах на транспорте, кроме учета неоднородной поверхности, необходимо учесть траекторию движения источника выброса. С учетом этого, в настоящей работе, предложено развитие модели, заложенной в

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

коде НОСТРАДАМУС, для моделирования задач обоснования 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, выбрана 95-процентная вероятность фиксации возможного аварийного выброса в любом населенном пункте по пути следования источника (радиоактивного облака).

В основе предложенной модели лежит получение максимальной вероятности одновременного превышения уставок мощности дозы и прогнозируемой дозы облучения населения, требующей принятия решений, направленных на ликвидацию последствий аварий. Эта вероятность определяется на основе анализа совокупности следующих неопределенностей: местоположение ЯЭУ, распространение РВ, метеоусловия, источник выброса. Источники и траектории выбираются из проектной документации, метеоусловия оцениваются за многолетний период с использованием численных моделей динамики атмосферы, а моделирование выполняется с использованием лагранжевой стохастической модели атмосферного переноса.

На примере Северного морского пути с гипотетической траекторией движения судна с ЯЭУ приведена демонстрация работы модели с расчетом обоснования размещения постов АСКРО. Из рисунка 1 видно, что на всю рассматриваемую траекторию, длиной более 20 тыс. км и радиусами 50 км от источника выброса плотность моделируемых датчиков 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) в среднем достаточно 5 постов на участок траектории протяженностью около 200 км. Это связано с учетом прибрежных атмосферных течений, географических особенностей региона и административных границ населенных пунктов.

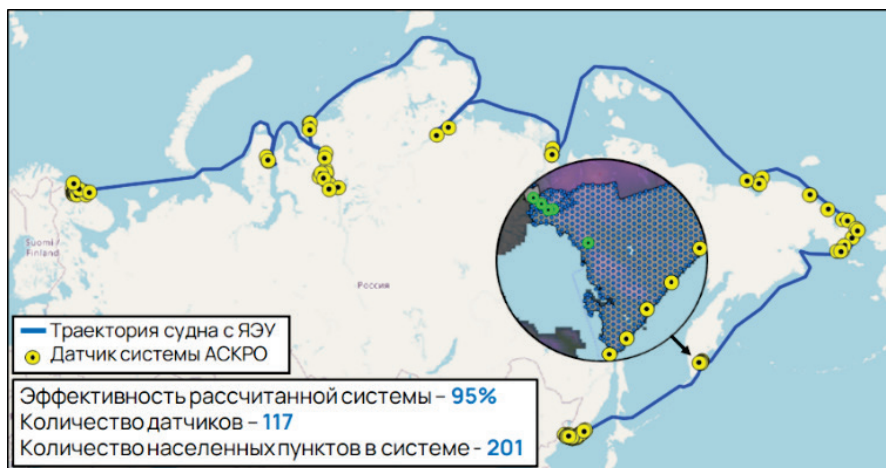


Рис. 1. Результаты модели расчётного обоснования размещения АСКРО для гипотетической траектории судна в районе Северного морского пути

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

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@sbrsc.seversk.ru

Создание и внедрение атомных инноваций, в т. ч. новых видов топлива, как показал опыт ПО "Маяк", требует пристального внимания с точки зрения неукоснительного соблюдения регламентов радиационной безопасности и обеспечения социально-политической стабильности на основе отлаженной работы системы постоянной оперативной готовности и аварийного реагирования [1, 2]. В настоящее время в субъектах Сибирского федерального округа (СФО) нет стационарных аварийных медико-санитарных формирований радиационного профиля. В рамках ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 гг. и на период до 2035 г.» запланирована реконструкция зданий ФГБУН СБН Центр ФМБА России (СБН Центр) под размещение регионального аварийного медицинского радиационно-дозиметрического центра (РАМРДЦ) с целью обеспечения объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), расположенных в СФО.

Такое размещение РАМРДЦ позволяет при остром техногенном облучении в краткие сроки приступить к оказанию экстренной и неотложной высококвалифицированной специализированной радиологической медицинской помощи. Кроме того, на территории ЗАТО Северск идёт реализация проекта «Прорыв», функционирует один из крупнейших в мире атомных комплексов, располагаются специализированные площадки для обращения с РАО, работает ОДЦ по выводу из эксплуатации уран-графитовых реакторов, действует филиал «Северский» аварийно-технического центра Росатома, идёт промышленная добыча и переработка ильменита, а также запланировано строительство энергокомплекса с энергоблоками РУ БР-1200. СБН Центр является единственной профильной научно-медицинской организацией в восточной части России, более 25 лет системно действующей по проблемам радиобиологии, радиационной медицины, радиационной безопасности и радиационной защиты. Также СБН Центр является взаимодействующим институтом ВОЗ по аварийному медицинскому реагированию, представлен в Комитете по радиопротекции и охране здоровья населения АЯЭ ОЭСР, сотрудничает с НКДАР ООН, МАГАТЭ и др.

Создание РАМРДЦ на базе СБН Центра обеспечит:

1. Комплексное сопровождение деятельности ОДЭК "БРЕСТ-ОД-300" и строительства энергокомплекса с энергоблоками РУ БР-1200.
2. Оказание экстренной и неотложной специализированной медицинской помощи персоналу ОИАЭ при внештатных радиогенных ситуациях в СФО (при остром профессиональном и техногенном облучении).
3. Организационно-методическую и экспертно-аналитическую поддержку медицинских организаций при планировании и проведении медико-санитарных мероприятий в случае внештатных радиогенных ситуаций на ОИАЭ, расположенных в субъектах СФО.
4. Информационно-образовательную деятельность для повышения уровня и качества подготовки персонала ОИАЭ.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ЛИТЕРАТУРА

1. Техногенное облучение и безопасность человека / Под ред. Л.А. Ильина. М.: ИздАТ, 2006. – 304 с.
2. Организация санитарно-гигиенических и лечебно-профилактических мероприятий при радиационных авариях: Руководство / Под ред. Л.А. Ильина. М.: ФГУ "ВЦМК "Защита" Росздрава", 2005. – 524 с.

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

М. Д. Пышкина^{1,2}, О. Л. Ташлыков²

¹*Институт промышленной экологии УрО РАН, Екатеринбург, Россия*²*Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина, Екатеринбург, Россия*

эл. почта: mdpyshkina@gmail.com

Обычно проведением индивидуального дозиметрического контроля нейтронного излучения на объектах использования атомной энергии (ОИАЭ) занимаются аккредитованные в национальной системе аккредитации лаборатории. Эти лаборатории при функционировании сталкиваются с рядом проблем, а именно: отсутствие персонала с необходимыми уровнем образования, квалификацией и опытом работы, отсутствие необходимых аттестованных методик (методов) измерений, отсутствие оборудования утвержденного типа (внесенных в государственный реестр средств измерения) и т.д. Приведенные проблемы присущи для всех для лабораторий. Касательно измерений характеристик нейтронных полей лаборатории сталкиваются со следующим: сложности в приобретении импортного оборудования (в связи с санкциями) и отсутствие отечественных средств измерения (СИ), отсутствие провайдеров межлабораторных сличительных испытаний в части измерений скорости счета и мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронного излучения, а также несовершенство СИ.

Применяемые индивидуальные дозиметры нейтронного излучения на ОИАЭ как было показано в [1], некорректно оценивают величину индивидуального эквивалента дозы, недооценивая в несколько раз и переоценивая в сотни. Для решения данной проблемы, в соответствии с методическими указаниями [2], был разработан и включен в государственный реестр средств измерения мультисферный спектрометр и аттестован набор методик, позволяющие проводить измерения углового и энергетического распределения плотности потока в заданной точке. Апробация данных методик была проведена на 12 ОИАЭ с общим количеством точек измерения более 200.

Несмотря на большое количество проведенных измерений, остаются малоисследованные области. Так, были проведены первые измерения свежего ядерного топлива (уранового и МОКС), загружаемого в реакторные установки типа БН-600 и БН-800. В 2019 г. на Белоярской АЭС находилось несколько год сборок свежего МОКС-топлива, а на сегодняшний день в хранилище находятся только ТВС с МОКС-топливом.

Также проведены отдельные работы по измерению нейтронных полей от отработанного топлива, помещенного в транспортный упаковочный комплекс в разных геометриях.

ЛИТЕРАТУРА

1. Неопределенность результатов измерений индивидуальных дозиметров нейтронного излучения на рабочих местах / М. Д. Пышкина, В. О. Никитенко, М. В. Жуковский, А. А. Екидин // АНРИ. – 2018. – № 4(95). – С. 15-23.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

2. МУ 2.6.5.052-2017 Определение индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения.
3. Ташлыков О.Л. Дозовые затраты персонала в атомной энергетике. Анализ. Пути снижения. Оптимизация / О.Л.Ташлыков: монография. Saarbrücken, Germany: LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG. 2011. – 232 с.

БИОДОЗИМЕТРИЯ ВНУТРЕННЕГО НЕРАВНОМЕРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ ^{90}Sr . МОДЕЛЬНЫЕ ПОДХОДЫ И ПРОБЛЕМЫ ВАЛИДАЦИИ

Е. И. Толстых, Е. А. Шишкина, Ю. Р. Ахмадуллина, А. В. Аклеев
 ФГБУН ЮУрФКЦ Медицинской биофизики ФМБА, Челябинск, Россия
 эл. почта: evgenia@urcrn.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. Было показано, что 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 сделать об индивидуальной дозе сделать нельзя, так как это может быть следствием: (1) действительно низкой дозы облучения донора, (2) низкой «радиочувствительности индивидуального дозиметра» (высокой эффективности репарационных систем Т-клеток и т.п.), что приводит к недооценке физической дозы. В

30.10.2025

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

связи с вышеизложенным практически значимым является также 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

Создание средств индивидуальной защиты (СИЗ), предназначенных для работы в условиях аварийного неконтролируемого облучения, началось ещё до аварии на ЧАЭС. Основой послужил опыт лечения острой формы лучевой болезни, поразившей моряков атомной подводной лодки К-19 при ликвидации аварии ядерной энергетической установки в 1961 г. [1]. Анализ медицинских данных, состава аварийных радиационных полей, свойств защитных материалов привёл к выводу о целесообразности использования радиационно-защитной одежды изолирующего типа как дополнительного средства защиты наряду с основным – фактором времени. Расчет показал, что в аварийных условиях типа чернобыльского такая одежда предотвращает лучевой ожог, снижает дозу проникающего облучения примерно в два раза, понижает степень острой лучевой болезни на единицу (кроме крайне тяжелых случаев болезни 5 степени) и тем самым увеличивает вероятность сохранения жизни. При ведущем научном сопровождении ИЯИ РАН в разработке новых СИЗ приняли участие ЦКБ Медицинского центра УД Президента РФ, ВНИИ противопожарной обороны, НИИ текстильных материалов, АО «ПТС», НИИ эластомерных материалов, Медицинская служба ВМФ. Были созданы и испытаны в лабораториях и на полигоне в районе ЧАЭС свинецсодержащие композиционные материалы, сконструирована одежда, организовано производство, создана технология безопасного контроля радиационно-защитных свойств, представляющих новизну для текстильной отрасли [2, 3]. Разработку возглавил Борис Алексеевич Бенецкий (1933-2015), главный научный сотрудник ИЯИ. Первая промышленная партия СИЗ типа «СЗО-1» была поставлена в боевой расчёт на Нововоронежской АЭС в 1995 г. В настоящее время спецодежда типа «РЗК» выпускается серийно предприятием АО «ПТС» [4] (рис. 2). 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. В настоящее время такие СИЗ могут потребоваться и для ликвидации последствий ядерного терроризма.



Рис. 2. Аварийная специальная радиационно-защитная одежда типа «РЗК»

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

ЛИТЕРАТУРА

1. Гогин Е.Е., Емельяненко В.М., Бенецкий Б.А., Филатов В.Н. Сочетанные радиационные поражения. – М.:Известия, 2000. – 240 с.
2. Бенецкий Б.А., Лифанов М.Н. Основы создания, испытаний и контроля аварийной защитной одежды пожарных от сочетанного облучения // Известия РАН. Серия физическая, 2009, том 73, № 2.– С.268–273.
3. 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.
4. <http://pto-pts.ru>

ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ИЗМЕРЕНИЯ В ПОЛЯХ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ЗАХВАТНОГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Д. И. Комар, В. Д. Гузов, С. В. Лазаренко

Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»,

Минск, Республика Беларусь

эл. почта: damiankomar@yandex.ru

Развитие и распространение техногенных источников высокоэнергетического гамма-излучения, таких как ускорители электронов и ядерные реакторы, приводит к появлению ряда прикладных задач радиационной защиты, в которых спектрометрические и дозиметрические измерительные приборы используются в полях фотонных источников в диапазоне энергий от 4 до 10 МэВ.

Для метрологического обеспечения измерений необходимо знание отклика средств измерений в пределах измеряемого энергетического диапазона. Согласно рекомендациям международных стандартов ИЕС, энергетический диапазон приборов радиационного мониторинга окружающей среды вокруг АЭС должен быть расширен до 7 МэВ, а дозиметров и мониторов, используемых на рабочих местах и во время аварийных ситуаций до 10 МэВ.

Существует возможность использовать гамма-излучение от захвата тепловых нейтронов на мишени из подходящего материала. В международном стандарте ISO 4037-1:2019 рекомендуется использовать мишени из титана и никеля для формирования полей с энергией до 7 МэВ и до 10 МэВ, соответственно [1,2].

Для определения дозиметрических характеристик полученных полей использовался эталонный дозиметр ДКС-АТ5350/1 с ионизационной сферической камерой ТМ32002 объемом 1 литр. Для корректных измерений в полях высокоэнергетического гамма-излучения с камерой ТМ32002 для нее была изготовлена специальная оболочка из тканезквивалентного материала (ПММА), обеспечивающая условия электронного равновесия в рабочем объеме камеры. Размеры оболочки были определены исходя из результатов Монте-Карло моделирования.

Были проведены эксперименты на медицинских ускорителях электронов, расположенных на территории Беларуси, для различных энергетических режимов вплоть до энергии 18 МэВ, результаты которых подтвердили значительное увеличение чувствительности ионизационной камеры со специальной оболочкой в высокоэнергетических полях.

В июне 2024 года на территории лаборатории физико-технического федерального института РТВ в городе Брауншвейг в Германии была проведена калибровка эталонного дозиметра ДКГ-АТ5350/1 с камерой ТМ32002 со специальной оболочкой в полях гамма-

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

излучения с энергиями 4,4 МэВ и 6,7 МэВ. По результатам был оформлен сертификат калибровки.

Полученные в результате калибровки коэффициенты будут использованы при аттестации поля захватного гамма-излучения на УПН-АТ140.

ЛИТЕРАТУРА

1. Комар, Д. И. Исследование опорных нейтронных полей установки поверочной нейтронного излучения УПН-АТ140 / Д. И. Комар, В. Д. Гузов, С. А. Кутень // АНРИ. – 2018. – №2 (93). – С. 29–39.
2. Комар, Д. И. Спектрометрический блок детектирования на основе кристалла $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ для исследования поля захватного гамма-излучения с энергиями от 4 МэВ до 9 МэВ / Д. И. Комар, В. А. Кожемякин, В. Д. Гузов, Ю. А. Верхуша, А. В. Антонов, С. А. Кутень // АНРИ. – 2020. – №3 (102). – С. 50–57.

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. 3) предназначен для измерения индивидуального эквивалента дозы $\text{HP}(10)$ 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 этих 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.

30.10.2025

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



Рис. 3. Дозиметр индивидуальный ДКГ-23А и считыватель дозиметров сетевой СДС-23

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@urcrn.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. 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. Поэтому современные дозиметрические системы включают в себя не только оценки доз, но и соответствующие оценки неопределенностей

Цель работы – описание методов и результатов оценки неопределенности индивидуальных доз населения Уральского региона, подвергшегося облучению от радиоактивного загрязнения окружающей среды в результате производственной деятельности ПО Маяк в середине прошлого века. Индивидуальные дозы на 23 органа и их неопределенности были восстановлены для 48036 человек на основе данных о загрязнении реки Теча и характере радиоактивных выпадений на территории Восточно-

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Уральского радиоактивного следа (ВУРСа). В работе обсуждаются вклады разных источников в неопределенность доз и возможное влияние неопределенности на оценки рисков.

РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЕ И РАДИОБИОЛОГИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ЗОНЕ КЫШТЫМСКОЙ АВАРИИ

Е. В. Антонова, В. Н. Позолотина, Л. Н. Михайловская

Институт экологии растений и животных УрО РАН, Екатеринбург, Россия

эл. почта: selena@ipae.uran.ru

Радиоэкологические и радиобиологические исследования зоны Восточно-Уральского радиоактивного следа (ВУРС), сформировавшегося в результате Кыштымской аварии (1957 г.), начались в 90-е гг. XX в. с международной экспедиции с участием сотрудников ИЭРиЖ УрО РАН, Risø National Laboratory (Дания), RIVM (Нидерланды), CEN (Франция) и ИнБЮМ им. О.А. Ковалевского (Украина). В 2000-е гг. исследования были расширены в сторону наиболее загрязненных площадок, расположенных на территории Восточно-Уральского государственного заповедника (ВУГЗ). Настоящая работа подводит промежуточные итоги более чем 30-летнего изучения закономерностей миграции радионуклидов в компонентах природных экосистем ВУРСа и последствий действия радиации на живые организмы и их сообщества [1].

Нами обобщены собственные данные о пространственном распределении основных долгоживущих радионуклидов (^{90}Sr , ^{137}Cs и $^{239,240}\text{Pu}$) в почвенно-растительном покрове ВУГЗа и сопредельных территорий [2], разнообразии фитоценозов [3] и состоянии древостоев. Проведена инвентаризация запасов биомассы в наземных экосистемах и накопленных в ней радионуклидов [4], оценены мощности поглощенных доз модельными видами растений [5]. Эффекты хронического действия малых доз ионизирующей радиации у растений изучены с помощью молекулярно-генетических, биохимических, физиологических и популяционных методов. Отдаленные последствия действия радиации описаны при анализе трансгенерационной и внутригодовой (сезонной) изменчивости физиологических и биохимических параметров. Особое внимание уделено взаимодействию факторов радиационной и нерадиационной природы (погодные условия, влияние трофически связанных живых организмов) при проявлении радиобиологических эффектов в настоящее время и в ретроспективных оценках с использованием дендрохронологических характеристик [6].

Работа выполнена в рамках госзадания ИЭРиЖ УрО РАН (№122021000077-6).

ЛИТЕРАТУРА

1. Итоги многолетних радиоэкологических исследований наземных экосистем Восточно-Уральского радиоактивного заповедника / В.Н. Позолотина, Е.В. Антонова, Л.Н. Михайловская // Вопросы радиационной безопасности. – 2023. – № 2. – С. 47–68.
2. Current assessment of integrated content of long-lived radionuclides in soils of the head part of the East Ural Radioactive Trace / I. Molchanova, L. Mikhailovskaya, K. Antonov et al. // J. Environ. Radioact. – 2014. – Vol. 138, № 6. – P. 238–248.
3. Последствия хронического облучения для растительности в зоне Восточно-Уральского радиоактивного следа / В.Н. Позолотина, Е.В. Антонова, Э.М. Каримуллина и др. // Вопросы радиационной безопасности. – 2013. – Специальный выпуск. – С. 31–45.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

4. Forests in the East Ural Radioactive Trace: structure, spatial distribution, and the ^{90}Sr inventory 63 years after the Kyshtym accident / V.N. Pozolotina, Y.V. Shalaumova, V.A. Lebedev et al. // Environmental Monitoring and Assessment. – 2023. – Vol. 195, № 6. – Art. 632.
5. Radionuclide uptake and dose assessment of 14 herbaceous species from the East-Ural Radioactive Trace area using the ERICA Tool / E.M. Karimullina, L.N. Mikhailovskaya, V.N. Pozolotina et al. // Environ. Sci. Pollut. Res. – 2018. – Vol. 25, № 14. – P. 13975–13987.
6. Impacted radial growth of birch in the East-Ural Radioactive Trace Zone: Effects of ionizing radiation or of competition, weather conditions, and phytophages? / M. Modorov, V. Kukarskih, L. Mikhailovskaya et al. // Dendrochronologia. – 2025. – Vol. 91. – Art. 126331.

ПОДХОДЫ К ОРГАНИЗАЦИИ ПРОГРАММ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА, ЗАНЯТОГО ОБРАЩЕНИЕМ С МОКС ТОПЛИВОМ

А. В. Ефимов, А. Б. Соколова

*Федеральное государственное бюджетное учреждение науки
«Южно-Уральский федеральный научно-клинический центр медицинской биофизики»
Федерального медико-биологического агентства, Озерск, Россия
эл. почта: subi@subi.su*

В контролируемых условиях эксплуатации источников ионизирующего излучения одной из главных задач дозиметрического контроля внутреннего облучения персонала является определение фактического уровня облучения работников по результатам регулярных измерений индивидуальных характеристик внутреннего облучения. При этом критерием достаточности индивидуального дозиметрического контроля (далее ИДК) будет использование таких средств и методов измерений, которые бы обеспечивали контроль соблюдения принципов нормирования и по возможности, выполнение принципа оптимизации.

Критерием выбора метода измерения для целей планирования и организации ИДК внутреннего облучения персонала в контролируемых условиях эксплуатации источника излучения, исходя из критерия достаточности, будет значение порога измерения, $L_c^{\text{ИДК}}$ с целью обоснования достаточности методики измерения, выбранной для осуществления индивидуального дозиметрического контроля.

Расчетные значения ожидаемой эффективной дозы, обусловленной однократным поступлением аэрозолей соединений ^{238}Pu и ^{239}Pu с АМАД 1 мкм, при содержании радионуклида в суточном количестве мочи на уровне порога измерения альфа-спектрометрического метода, демонстрируют объективную оценку возможностей метода альфа-спектрометрии для применения его в задачах текущего ИДК при различных периодах контроля. Для соединений плутония типа П принцип нормирования соблюдается для любой периодичности контроля в пределах календарного года, тогда как для нерастворимых соединений плутония принцип нормирования будет соблюдаться только при условии выбора периода контроля менее 10 суток, а для соединений типа МОКС применение данного метода не гарантирует соблюдения принципа нормирования. Использование более чувствительного метода ИСП-МС может позволить контролировать поступление МОКС-соединений и гарантировать соблюдение принципа нормирования по

30.10.2025

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

результатам измерения активности ^{239}Pu в суточном количестве мочи для интервала контроля, не превышающего 14 суток.

В качестве биопробы для контроля поступления МОКС-соединений может быть рассмотрено использование суточного количества кала. В этом случае для любых периодов контроля в течение года контролировать поступление МОКС-соединений возможно методами как альфа-спектрометрии, так и методом ИСП-МС. Другим способом, позволяющим контролировать поступление МОКС-соединений, является использование препарата, увеличивающего выведение плутония с мочой. Выведение плутония с мочой под действием хелата может быть увеличено до 130 раз, что позволит определить методом ИСП-МС поступление на уровне и ниже предела годового поступления с рекомендуемыми периодами контроля даже в случае минимального действия хелата.

Рассмотрение предложенных подходов как кандидатных для внедрения в систему индивидуального дозиметрического контроля персонала, занятого на производстве МОКС топлива, потребует учета высокой вариабельности суточной экскреции плутония с калом и разработку методик, устанавливающих порядок выполнения текущего ИДК и интерпретацию его результатов в условиях применения хелата для повышения чувствительности метода.

ОЦЕНКА СОДЕРЖАНИЯ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В АЭРОЗОЛЯХ ВОЗДУХА НА ТЕРРИТОРИИ ПОЛЕССКОГО РАДИАЦИОННО- ЭКОЛОГИЧЕСКОГО ЗАПОВЕДНИКА

С. А. Калиниченко¹, В. Н. Калинин¹, С. А. Тагай¹, О. А. Шуранкова¹,
В. Н. Бортновский², А. А. Суднеко²

¹*Полесский государственный радиационно-экологический заповедник,
Хойники, Республика Беларусь*

²*Гомельский государственный медицинский университет,
Гомель, Республика Беларусь
эл. почта: s-a-k@list.ru*

Контроль загрязнения радионуклидами воздушной среды проводили при осуществлении различных мероприятий на территории Полесского государственного радиационно-экологического заповедника (ПГРЭЗ), в состав которого входит белорусский сектор зоны отчуждения ЧАЭС. При выполнении персоналом ПГРЭЗ пылеобразующих операций в период 2021-24 гг. были отобраны образцы аэрозолей путём аспирации воздуха через тонковолокнистый фильтр устройства VOPV-12 VF Nuclear. Измерение объёмной активности (A_0) ^{137}Cs и ^{241}Am в фильтрах проводили на полупроводниковом γ -детекторе BE2020 Canberra с композитным углеродным окном. Определение A_0 $^{238,239+240}\text{Pu}$ и ^{90}Sr методом радиохимического анализа выполнено для зольных остатков отдельных фильтров, где отмечались наиболее высокие уровни массы пыли и содержания γ -излучателей.

Установлены уровни радиоактивного загрязнения аэрозолей воздуха в 68 пробах при работах на различных локациях заповедника: котельные, зерносклад, шишкосушилки, противопожарные разрывы, посев и уборка культур, участки горельников (рис.1, А).

30.10.2025

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

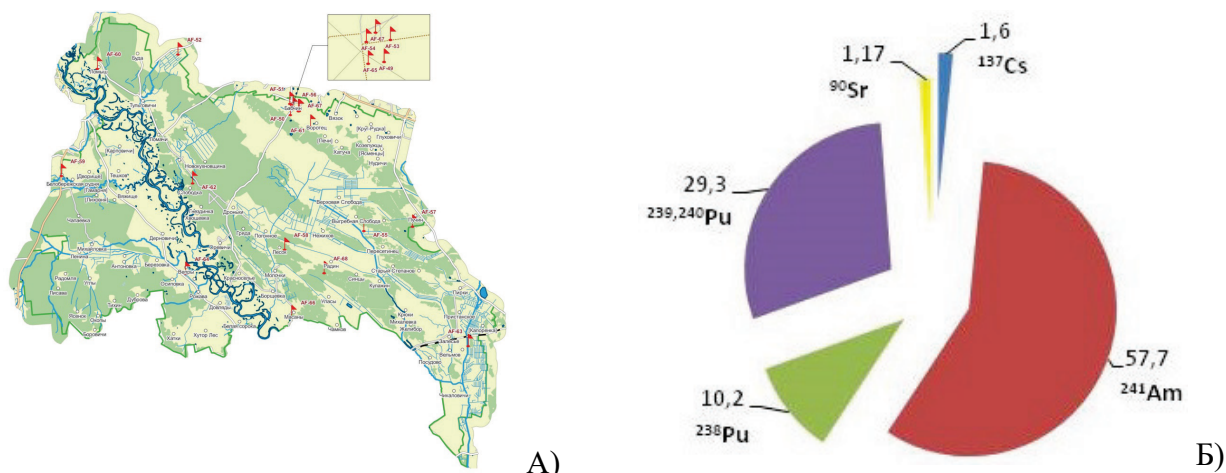


Рис.1. А) Отбор аэрозолей воздуха (красный флажок) на территории ПГРЭЗ;

Б) Вклад радионуклидов (%) в ожидаемую дозу облучения работников путем ингаляции

Максимальные A_0 в аэрозолях воздуха на территории ПГРЭЗ составили ^{137}Cs –516, ^{90}Sr –49, ^{241}Am –2,3 и $^{238+239+240}\text{Pu}$ –1,3 мБк/м³. A_0 в аэрозолях воздуха с учётом затрат времени персонала использованы для оценки вклада радионуклидов в годовую ожидаемую дозу внутреннего облучения путем ингаляционного поступления в организм работников. ^{241}Am и $^{238,239+240}\text{Pu}$ могут составлять более 90% в суммарной дозе внутреннего облучения персонала при выполнении пылеобразующих операций на противопожарных разрывах в южной части ПГРЭЗ (рис.1, Б).

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: vvkosterev@mephi.ru, atsovyan@mail.ru, Oanio34@yandex.ru,
vuraw@mail.ru

Приведена информация о профессиональном облучении, содержании радионуклидов в воздухе и воде открытых водоемов санитарно-защитных зон и зон наблюдения атомных объектов, включая АЭС, в 2023 году на территориях, обслуживаемых Федеральным медико-биологическим агентством России (ФМБА). Анализируется количество лиц, подлежащих индивидуальному дозиметрическому контролю, с учетом диапазона доз облучения.

В табл. 1 в качестве примера представлены данные по объемной активности радионуклидов в воздухе санитарно-защитной зоны за 2023 год для некоторых из контролируемых территорий.

Таб. 1. Средние уровни содержания радионуклидов в воздухе санитарно-защитной зоны АЭС, (Бк/м³)

Территория	^{137}Cs	^{90}Sr	^{131}I	^{226}Ra
г. Энергодар	$4,50 \cdot 10^{-3}$	Не проводилось	$1,70 \cdot 10^{-2}$	Не проводилось
г. Курчатова	$6,50 \cdot 10^{-9}$	Не проводилось	Не проводилось	Не проводилось

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Территория	^{137}Cs	^{90}Sr	^{131}I	^{226}Ra
г. Балаково	$2,00 \cdot 10^{-7}$	Не проводилось	$2,00 \cdot 10^{-7}$	Не проводилось
г. Заречный	$7,50 \cdot 10^{-3}$	$7,20 \cdot 10^{-3}$	Не обнаружен	Не обнаружен

Ни в одном из контролируемых регионов не наблюдалось превышения предельно допустимых уровней радиоактивного загрязнения воздуха и воды открытых водоемов в санитарно-защитной зоне.

В таблице 2 приведено распределение персонала группы А по диапазонам индивидуальных годовых эффективных доз производственного облучения в 2023 году.

Таб. 2. 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

Видно, что 55314 персонала группы А, или 63.2%, получили дозы в диапазоне 0-1 мЗв, 18069 человек (20.6%) - в диапазоне 1-2 мЗв, 9624 (11.0%) - в диапазоне 2-5 мЗв и 3816 (4.4%) в диапазоне 5-12.5 мЗв. В диапазоне 12.5-20 мЗв получили дозы 746 человек (0.8%).

При этом, средняя индивидуальная доза персонала группы А составила 1.3 мЗв, а коллективная доза 114.1 чел-Зв/год.

Численность и средние дозы облучения персонала группы А на АЭС в 2023 году составили 23497 человек и 1.08 мЗв в год соответственно. При этом максимальная доза на АЭС составила 16.89 мЗв/год.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИНФОРМАЦИОННО-СТАТИСТИЧЕСКОГО ПОДХОДА ПРИ АНАЛИЗЕ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ПОГЛОЩЕННЫХ ДОЗ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ ЗА 10 ЛЕТ (2011-2020 ГГ.)

Ю. Н. Брагин, А. Г. Цовьянов, В. П. Крючков, А. Г. Сивенков,
В. Е. Журавлева

*Федеральное государственное бюджетное учреждение «Государственный научный
центр Российской Федерации – Федеральный медицинский биофизический центр имени
А. И. Бурназяна», Москва, Россия
эл. почта: braginyu@gmail.com*

Работа продолжает исследования [1, 2] по классификации распределений логарифмов индивидуальных доз работников радиационно опасных объектов (РОО) на основе статистических и информационных характеристик распределений, соответственно, контрэксцесса (Q) и энтропийного коэффициента (K), и их представления в виде двумерной QK-диаграммы.

Целью исследований является классификация распределений индивидуальных доз внешнего облучения персонала на основе контрэксцесса и энтропийного коэффициента для оценки эффективности деятельности служб радиационной безопасности (СРБ) предприятий, содержащих радиационно опасные объекты.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Для персонала некоторых РОО, эксплуатирующих разные типы реакторов, с использованием данных Единой системы контроля индивидуальных доз (ЕСКИД) проведен сравнительный анализ существующих распределений годовых индивидуальных доз внешнего облучения работников в 2011–2020 гг. при нормальном функционировании РОО как для всех работников РОО, так и для работников отдельных профессий, получавших максимальные годовые коллективные дозы излучения.

Получены отображающие точки распределений индивидуальной дозы на QK-диаграмме как для всего персонала отдельных РОО, эксплуатирующих реакторы различного типа, так и для выборок по наиболее радиационно опасным профессиям персонала. Гибридное логнормальное распределение, которое широко используется в области радиационной безопасности для аппроксимации реальных распределений дозы, не может удовлетворительно описать целый ряд распределений доз облучения персонала.

Положение точки, представляющей индивидуальные дозы некоторой группы работников на QK-диаграмме, отражает степень контроля процесса накопления доз этой группой. Отображающая точка логнормального распределения на QK-диаграмме, имеющая координаты ($Q = 0,577$; $K = 2,066$), соответствует отсутствию контроля накопления дозы. Чем дальше отображающая точка анализируемого распределения логарифма индивидуальной дозы отстоит от точки ($0,577$; $2,066$) на QK-диаграмме, тем в большей степени процесс накопления дозы контролировался. Исходя из этого, QK-диаграммы могут быть использованы для управления процессом накопления индивидуальной дозы персоналом радиационно опасного объекта.

ЛИТЕРАТУРА

1. Анализ распределений индивидуальных доз работников атомных станций АО «Концерн Росэнергоатом» с помощью информационно-статистического подхода. /Ю.Н. Брагин, А.Г. Сивенков, А.Г. Цовьянов, В.П. Крючков //VIII Съезд по радиационным исследованиям, Москва, 12-15 окт. 2021 г.: Тез. В78 докл. – Дубна: ОИЯИ, 2021, стр. 369.
2. Анализ распределений индивидуальных доз работников атомных станций АО «Концерн Росэнергоатом» с помощью информационно-статистического подхода. Часть 2./Ю.Н. Брагин, А.Г. Сивенков, А.Г. Цовьянов, В.П. Крючков //Электронное издание. Материалы XI Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», 26-29 октября 2021г., г. Москва. Т.2. Материалы секции №1 «Радиационная безопасность», стр. 143-151.

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

Определены показатели радиационного фона, выявлена динамика содержания радионуклидов в атмосферном воздухе в районе расположения Курской АЭС. Для анализа использованы данные мониторинга радиационной обстановки, которые включают в себя результаты измерений объемной активности радионуклидов техногенного происхождения (^{137}Cs , ^{60}Co и ^{90}Sr) в приземном слое атмосферы за период 2000-2023 гг. в пунктах, расположенных в зоне наблюдения АЭС.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

Оценка риска от радиоактивного загрязнения окружающей среды проведена на основе интегрального показателя загрязнения природной среды (атмосферный воздух) и обобщённого показателя риска в соответствии с рекомендациями Росгидромета [1,2].

Значения ИПЗ, рассчитанные с использованием контрольных уровней содержания радионуклидов в компонентах природной среды, в рассмотренный период наблюдений были ниже 1, что свидетельствует о непревышении экологически безопасных уровней облучения, представленных в публикациях МКРЗ и рекомендациях Росгидромета.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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.
2. Рекомендации Р 52.18.913-2021 Порядок расчета контрольных уровней содержания радионуклидов в атмосферном воздухе. Обнинск: ФГБУ «ВНИИГМИ-МЦД», 2021. – 56 с.

РЕТРОСПЕКТИВНАЯ ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ ОТ ВЫБРОСА УГЛЕРОДА-14 БИЛИБИНСКОЙ АЭС

Е. И. Назаров

Институт промышленной экологии УрО РАН, Екатеринбург, Россия

эл. почта: nei@esko.uran.ru

В настоящее время выбросы предприятий ядерного топливного цикла являются основным антропогенным источником поступления ^{14}C в атмосферу. В процессе работы ядерного реактора ^{14}C образуется преимущественно в результате взаимодействия тепловых нейтронов с атомами ^{14}N , ^{13}C , ^{17}O , находящимися в твэлах, конструкционных материалах, замедлителе и теплоносителе, а также за счет тройного деления ядер топлива. По подсчетам, ежегодно в атмосферу выбрасывается около $1,1 \cdot 10^5$ ГБк газообразного ^{14}C со всех действующих атомных электростанций мира.

Для графито-водных реакторов ^{14}C в основном образуется в графитовой кладке за счет реакций $^{13}\text{C}(n,\gamma)^{14}\text{C}$ и $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$, обусловленных высоким содержанием примесей. Однако большая часть произведенного ^{14}C остается в графите в течение работы реактора и не выбрасывается в атмосферу. Годичные кольца деревьев являются хорошим индикатором содержания ^{14}C в атмосфере благодаря процессу фотосинтеза. Анализ содержания ^{14}C в годичных кольцах деревьев, расположенных в непосредственной близости от объектов использования атомной энергии, позволяет выполнить ретроспективную оценку выбросов ^{14}C и рассчитать годовые эффективные дозы на протяжении всего жизненного цикла предприятия.

Обязательный контроль выбросов ^{14}C с атомных электростанций России начался после 2015 года. До этого времени отсутствие инструментальных методов измерения выбросов ^{14}C ядерных реакторов и объектов использования атомной энергии не позволяло адекватно оценить активности ^{14}C , поступающего в окружающую среду, а также радиационное воздействие таких выбросов на окружающую среду и человека.

В данной работе проведен анализ содержания ^{14}C в годичных кольцах деревьев в районе Билибинской АЭС. Измерения, выполненные методом ускорительной масс-спектрометрии, показали наличие превышений ^{14}C в каждом из образцов. Эти превышения обусловлены работой четырех реакторов ЭГП-6: от 1,84 рМС в 1998 году до 6,04 рМС в 2020 году. Предположение о том, что основная часть ^{14}C выбрасывается Билибинской АЭС в форме ^{14}C , позволило выполнить ретроспективную оценку годовых

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

эффективных доз для населения г. Билибино за период с 1974 по 2022 годы. Проведенная ретроспективная оценка годовых эффективных доз, с учетом консервативного подхода, не превышает минимально значимый уровень в 10 мкЗв/год.

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. Однако их производство, в частности на основе изотопа ^{131}I , связано с риском загрязнения окружающей среды вследствие возможного попадания радионуклидов в атмосферу. На примере АО «НИФХИ им. Л. Я. Карпова» (г. Обнинск) выявлены случаи повышенного содержания ^{131}I в приземном воздухе в период 2015–2022 гг. что подтверждается данными радиационного мониторинга [1] и исследованиями [2, 3].

Для моделирования рассеяния выброса ^{131}I применена классическая гауссова модель переноса и рассеяния примеси из вентиляционной трубы, учитывающая параметры выбросов и метеоусловия. Модельные оценки позволили оценить динамику концентрации изотопа йода в окрестностях предприятия [4] и сформулировать критический и реалистичный сценарии потенциального воздействия ^{131}I на человека и биоту.

Согласно сценариям, годовые дозы облучения населения варьировали в пределах 0,4–3,6 мкЗв, что соответствует 0,1% и 1,2% от квоты предела дозы облучения населения НИФХИ 300 мкЗв/год. Для биоты максимальные суточные дозы (8,7 мкГр для дождевых червей в 2018 г.) оказались на порядки ниже пороговых уровней облучения (10 000 мкГр/сут). Наиболее чувствительным к излучению видом является дождевой червь (2,2–8,7 мкГр/сут).

В соответствии с руководством по безопасности [5] получены оценки доз облучения для случаев кратковременных повышенных выбросов: максимальная среднесуточная доза облучения наблюдалась 3–4 октября 2018 г. и составила для взрослого человека 1,46 мкЗв/сут, для биоты изменялась в пределах 0,54–8,73 мкГр/сут. Случаи обнаружения таких концентраций радиойода в атмосфере на регулярной основе привели бы к превышению предела дозы облучения в районе расположения предприятия.

Таким образом, результаты свидетельствуют о том, что штатные выбросы НИФХИ не оказывают значимого влияния на экосистему и человека даже при максимальных наблюдаемых концентрациях ^{131}I в приземном воздухе. Предложенная методика оценки применима не только к аналогичным радиофармпредприятиям, но и к любым объектам, в выбросах которых присутствует ^{131}I .

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.

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

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. 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.
5. 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. Семенова^{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

Согласно методическим указаниям МУ 2.6.5.054-2017 [1], регламентирующим оптимизацию радиационной защиты персонала при нормальной эксплуатации источников ионизирующего излучения в организациях Госкорпорации «Росатом», необходимо поддерживать базу данных индивидуального дозиметрического контроля (ИДК). База данных должна включать дозиметрические данные, которые используются для анализа и улучшения системы радиационной безопасности, а также для оценки результативности мероприятий, направленных на реализацию методологии оптимизации (ALARA методологии) [2].

Существующие базы данных ИДК разработаны в соответствии с нормативными требованиями к организации дозиметрического контроля на предприятиях. Они предназначены для учета индивидуальных эффективных доз, планирования работы персонала, подготовки отчетов и взаимодействия с надзорными органами [3]. Однако текущая система требует доработки для полноценного решения задач оптимизации, так как не обеспечивает детального анализа дозовых нагрузок на персонал. Основные недостатки включают отсутствие систематизированных данных о дозах, полученных при выполнении работ повышенной радиационной опасности, невозможность оперативного мониторинга накопленных доз руководителями работ, отсутствие инструментов для анализа дозовых нагрузок, централизованной системы планирования дозовых нагрузок и мониторинга соблюдения планируемых доз, приоритизации персонала, требующего первоочередной оптимизации защиты.

Комплексный анализ существующих БД ИДК позволит разработать унифицированную методологию, интегрирующую лучшие практики и современные технологии для повышения эффективности радиационной защиты.

Обновление текущей базы данных ИДК позволит эффективно решать задачи постоянной оптимизации радиационной защиты. Интеграция специализированного функционала БД ИДК позволит улучшить аналитические возможности баз данных,

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

оперативно производить планирование доз облучения персонала при выполнении работ повышенной радиационной опасности, повысить точность прогнозирования дозовых нагрузок, оценивать необходимость реализации или корректировки защитных мероприятий, управлять индивидуальными радиационными рисками. Развитие базы данных ИДК является важным шагом в цифровизации, способствующей практической реализации фундаментальных принципов радиационной безопасности.

ЛИТЕРАТУРА

1. МУ 2.6.5.054-2017 Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий Госкорпорации «Росатом». Методические указания. М, 2017. / Информационно-справочная система «Консультант-Плюс».
2. Михайлова А. Ф., Ташлыков О. Л. Пути реализации принципа оптимизации в радиологической защите персонала // Ядерная физика и инжиниринг. 2018, том 9, № 4, с. 393-401.
3. 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 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

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

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 CO₂ на 20 мл коктейля. Разработана рецептура ЖСК совместимого с составом коктейля-абсорбента.

ЗАЩИТА ГАЗОВОГО ТРАКТА СИСТЕМЫ КГО РУ БРЕСТ-ОД-300 ОТ ПОПАДАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ

А. В. Драгунова, М. С. Моркин

АО «НИКИЭТ», Москва, Россия

эл. почта: dragunova_av@nikiet.ru

Сооружаемая в настоящее время реакторная установка (РУ) на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 призвана продемонстрировать возможности развития крупномасштабной ядерной энергетики с быстрыми реакторами.

При разгерметизации оболочки твэла в свинцовый теплоноситель поступают газообразные продукты деления (ГПД), которые переносятся к свободной поверхности свинца над активной зоной и выходят в защитный газ. В соответствии с современными нормами в области атомной энергетики в РУ предусмотрена система контроля активности газа (СКАГ), позволяющая посредством измерения объемной активности отбираемого защитного газа определить факт, момент и возможный сектор расположения поврежденного твэла, а также степень приближения к установленным проектным пределам.

Процессы, происходящие в условиях работы РУ со свинцовым теплоносителем, приводят к образованию паров и мелкодисперсных частиц (аэрозолей) в газовых объемах над свободной поверхностью теплоносителя. Если не принимать специальных мер по очистке защитного газа, отбираемого в СКАГ, от паров и аэрозольных частиц, возможно снижение работоспособности контрольно-измерительного оборудования и ухудшение радиационной обстановки из-за отложения на элементах газовых систем источников ионизирующего излучения [1]. В трубках СКАГ предусмотрены фильтрующие насадки, на которых будут осаждаться пары и аэрозоли, содержащие радионуклиды, прежде всего – радиоизотопы йода и цезия.

Проведенные экспериментальные исследования переноса паров и аэрозолей свинцового теплоносителя подтвердили основные расчетные соотношения [2, 3]. Установлено, что в условиях испытаний пары оседают на фильтрующей насадке практически полностью. Проскок наноразмерных частиц («ядер конденсации») через насадку возрастает с увеличением расхода газа. Частицы крупнее нескольких микрон оседают инерционно.

ЛИТЕРАТУРА

30.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Специальное заседание в честь 80-летия атомной промышленности

1. Мартынов, П.Н., Посаженников, А.М., Ягодкин, И.В. Исследование поведения аэрозолей в газовых контурах реакторных установок с тяжелым теплоносителем. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2007. – №1. – С. 152-158.
2. Н.А. Фукс. Механика аэрозолей. – М.: Издательство академии наук СССР, 1955. – 353 с.: ил.
3. Физические величины: Справочник/ А.П. Бабичев, Н.А. Бабушкина, А.М. Братковский и др.; Под. ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 1232 с.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ МАССОПЕРЕНОСА ЦЕЗИЯ И ЙОДА В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ

Н. Е. Дубенков, Г. А. Хачересов

АО «НИКИЭТ», Москва, Россия

эл. почта: dubenkovne@nikiet.ru

Изотопы цезия и йода являются одними из наиболее способных к миграции радионуклидов, расчетную оценку массопереноса которых необходимо проводить при обосновании радиационной безопасности РУ со свинцовым теплоносителем. Для проведения данной оценки необходимо иметь информацию о скоростях массопереноса в средах РУ, которые характеризуют основные процессы, влияющие на их распространение. Для свинцового теплоносителя это, прежде всего, поступление в газовую полость РУ, а также сорбция на внутренних поверхностях контура циркуляции.

Целью экспериментального исследования является определение параметров массопереноса цезия и йода в свинце в условиях, приближенных к режиму нормальной эксплуатации в РУ БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200, а также в условиях переходных процессов для проектных и запроектных аварий, связанных с повышением температуры теплоносителя. Прежде всего это касается эффективного давления насыщенных паров цезия и йода, а также коэффициента экранирования газом.

В отличие от зарубежных экспериментов, большинство из которых проведено в рамках проекта MYRRHA для бинарных систем «цезий/йод – свинцово-висмутовая эвтектика», эксперименты, результаты которых представлены в данной работе, проводились с учетом потенциального взаимодействия цезия и йода с конструкционными материалами, кислородом, растворенным в свинце, а также находящимся в составе оксидных пленок. Важным отличием от зарубежных экспериментов, влияющим на массоперенос исследуемых элементов, также было наличие циркуляции свинца, параметры которой подбирались с целью соответствия скорости движения свинца РУ со свинцовым теплоносителем на границе раздела фаз «свинец – газ».

По результатам экспериментов на свинцово-газовых экспериментальных устройствах получены температурные зависимости определяемых параметров в диапазоне 650 – 900 К. Проведена оценка «степени консерватизма» значений, используемых в рамках проектов РУ БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200.

30.10.2025

Секция 1. «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

Для окружающей среды, и человека, в частности, воздействие радиационно-опасного объекта в повседневной деятельности определяется количественным и качественным составом сбросов и выбросов с этого объекта. Следует отметить, что современные технологии позволяют максимально уловить из выбросов и сбросов радионуклиды, образующиеся в процессе работы РОО, за исключением трития. Имеющиеся технологии по улавливанию трития высоко затратные и малоэффективны. Это приводит к тому, что практически весь тритий, образующийся на РОО, поступает в окружающую среду. Возросшее к 1963 году почти на два порядка содержание трития в окружающей среде в следствии испытаний ядерного оружия, к 2000 году снизилось на порядок, однако вследствие активного развития атомной энергетики его содержание в настоящее время снова начинает расти.

Проведенные нами исследования по оценке содержания трития в выбросах и сбросах АЭС позволили установить, что их объемы зависят от типа эксплуатируемого реактора. Наибольшее количества трития и его соединений поступает с АЭС, эксплуатирующих реактора типа ВВЭР-1000. Формируемая доза у населения, проживающего в зоне наблюдения АЭС, составляет 0,65 мкЗв/час, тогда как у населения, проживающего в зоне наблюдения АЭС с реакторами РБМК-1000 и БН-600, составляет 0,09 и 0,06 мкЗв/час соответственно.

С учетом современных литературных данных о преимущественном вкладе в формирование дозовой нагрузки органических соединений трития нами были разработаны методики для определения оксида трития и его органических соединений в воздухе, в водных объектах, а также в грунте и растительности. С этой целью была использована баромембранная технология разделения оксида трития и органических соединений. Исследования воздуха рабочей зоны показали, что тритий находится в форме газа, на аэрозолях, в виде оксида и в форме органических соединений. При этом 65% трития находится в форме органических соединений (далее – ОСТ), 12% – в форме оксида трития (далее – НТО) и 23% – в форме газообразного трития (далее – НТ) и менее 1% на аэрозолях, причем чем дальше от источника выброса, тем выше в воздухе содержание ОСТ. Исследования воды в контрольных скважинах промплощадки АЭС показали, что от 60 до 90% трития содержится в виде органических соединений. В зоне наблюдения в водных объектах содержание трития соответствует среднестатистическим показателям по Северному полушарию.

Использование баромембранных технологий для оценки форм трития, присутствующего в биологических жидкостях человека (моча), позволило выявить существенное, до 70–90% содержание ОСТ в организме персонала, который работает в условиях присутствия соединений трития в воздухе рабочей зоны. Эти данные свидетельствуют о том, что в организм как населения, так и персонала тритий попадает в основном в форме ОСТ.

Проведенные исследования свидетельствуют о необходимости оценки ОСТ, так как они формируют основную дозовую нагрузку. Недоучет содержания ОСТ в организме человека приводит к снижению показателя величины дозы от этого радионуклида, что

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

оказывает негативное влияние на оценку его вклада в общую дозу внутреннего облучения населения, проживающего в зоне наблюдения АЭС.

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

Тритиевая проблема на АЭС с ВВЭР заключается в следующем. В системах спецводоочистки теплоносителя первого контура КВФ (СВО-6) и в меньшей степени трапных вод КРФ (СВО-3) образуются тритийсодержащие дебалансные воды с удельной активностью ^3H свыше 10^6 Бк/кг (критерий отнесения к жидким радиоактивным отходам – ЖРО). Соблюдение требований ОСПОРБ 99/2010 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 от трития перед сбросом в поверхностные воды отсутствуют. Таким образом, возникает так называемая тритиевая проблема, заключающаяся в отсутствии технологически отработанных и соответствующих санитарным требованиям путей обращения с тритийсодержащими водами с удельной активностью ^3H свыше 10^6 Бк/кг.

Кроме основной тритиевой проблемы в докладе рассмотрены и другие, менее значимые связанные с тритием вопросы.

Решение тритиевой проблемы может быть связано:

- с разработкой технологии очистки тритийсодержащих вод от трития;
- с совершенствованием обращения с тритийсодержащими водами на АЭС.

В докладе рассмотрены указанные пути решения связанных с тритием проблем на АЭС с ВВЭР и предложены конкретные пути решения тритиевой проблемы для Балаковской АЭС, Ленинградской АЭС-2 и Нововоронежской АЭС-2.

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОЧЕНЬ НИЗКОАКТИВНЫМИ (НЕРАДИОАКТИВНЫМИ) ОТХОДАМИ

Д. А. Шаров, М. В. Демьяненко

АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия

эл. почта: MVDemyanenko@vniiaes.ru

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 название очень низкоактивных отходов (ОНАО) [1]. В настоящее время процессы обращения с ОНАО, завершающиеся их захоронением, либо утилизацией, на ОИАЭ не отлажены. Это обусловлено некоторыми пробелами в нормативном и правовом регулировании и неоднозначностью статуса таких отходов.

В докладе рассматриваются актуальные вопросы обращения с ОНАО и мероприятия, реализуемые в целях организации регулирования обращения с ОНАО как на

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

уровне дивизиона Электроэнергетический, так и на уровне профильных федеральных органов исполнительной власти.

Рассмотрены предпосылки и основные положения разработанного в 2025 г в Электроэнергетическом Дивизионе стандарта АО «Концерн Росэнергоатом», регламентирующего обращение с ОНАО.

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).

МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ ПО РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

А. В. Симаков, Ю. В. Абрамов, Н. Л. Проскурякова

*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) [2].

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 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, в том числе:

- гигиенические критерии оценки условий труда при работах с ИИИ;
- 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.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» от 30.03.1999 N 52-ФЗ;
2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010 (СП 2.6.1.2612-10).

МЕТОДЫ ОЦЕНКИ ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ПЕРСОНАЛ ПРИ РАБОТЕ С ТРИТИЕМ ИЛИ НАХОДЯЩИЙСЯ В СФЕРЕ ЕГО ВОЗДЕЙСТВИЯ

С. А. Сидоренко, М. А. Эдомская, М. В. Маркова, К. Е. Шаврина,
А. А. Шупик

*Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии и агроэкологии
Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», Обнинск, Россия
эл. почта: rbrirae@mail.ru*

Во всем мире постоянно увеличивается потребность в выработке электроэнергии, следовательно, в ближайшем будущем ожидается рост предприятий атомной промышленности, строительства АЭС, эксплуатация которых повлечет за собой заметное увеличение радиоактивных отходов. В связи с этим увеличивается и объем исследовательских работ по изучению уровней содержания, путей миграции, темпов накопления и перераспределения радионуклидов в объектах окружающей среды.

В этом плане рост развития атомной энергетики вызывает интерес к тритию (^3H) как к одному из радиоактивных нуклидов, поступающих в окружающую среду при производстве атомной энергии и относящемуся к основным дозообразующим радионуклидам. Тритий относится к числу наиболее радиационно-опасных долгоживущих нуклидов, при этом поступление трития в виде паров тритированной воды имеет наименьший предел годового поступления, а также допустимую среднегодовую объемную активность на рабочем месте.

Контроль при работе с газоаэрозольными источниками ионизирующего излучения, включая тритий, имеет свои особенности. В целом оценка внешних дозовых нагрузок сводится к расчету доз облучения человека в зависимости от концентрации трития в рабочем помещении. Однако, оценка внутренних дозовых нагрузок может осуществляться двумя методическими подходами, а именно:

1. исходя из концентрации трития в воздухе рабочей зоны,
2. исходя из концентрации радионуклида в тканях и жидкостях персонала.

В работе рассмотрены методические подходы учета и контроля доз облучения персонала при работах в помещениях с повышенной концентрацией трития в воздухе рабочей зоны на примере сотрудников НИЦ «Курчатовский институт» – ВНИИРАЭ, проводящих исследования по установлению параметров миграции трития по механизму «воздух – растение – почвенный раствор».

Значения эффективных доз, полученные двумя методами, имеют расхождение на порядок. Это объясняется тем, что расчет эффективной дозы исходя из содержания трития в воздухе проводился на основе журнала учета рабочего времени, проведенного в теплице. И так как контроль учета рабочего времени в теплицах проводился сотрудниками самостоятельно, записи в журнале могут не совсем точно отображать реальное время, проведенное сотрудниками в рабочей зоне. Кроме того, не учитывают поступление трития перорально и через кожные покровы, а также при других работах, проводившихся не в теплице. Результаты расчетов эффективной дозы, исходя из содержания трития в моче

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

персонала, гораздо точнее отражают реальные дозы, полученные при повышенной концентрации трития в рабочей зоне.

Оба методических подхода оценки эффективных доз персонала, работающего в помещениях с повышенным содержанием трития в воздухе рабочей зоны, имеют свои достоинства и недостатки.

Метод оценки эффективных доз персонала, исходя из содержания трития в воздухе рабочей зоны, является оперативным и подходит для повседневной оперативной работы.

Второй метод оценки эффективных доз персонала, исходя из содержания трития в моче персонала, является более точным, но трудоемким.

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

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

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

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. Понизов

Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия

e-mail: koscheeva@secnrs.ru

При гидрометаллургической переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на технологических операциях не исключены нарушения нормальной эксплуатации, включая проектные и запроектные аварии, связанные с выходом радиоактивных веществ (РВ) и ионизирующего излучения за границы барьеров безопасности. Существенная часть таких нарушений сопровождается разрушением первого барьера безопасности, вследствие чего возможен выход жидких радиоактивных сред в объем помещений и зданий. Поскольку в настоящее время недостаточно литературных данных по выходу радионуклидов (РН) в системы газоочистки/вентиляции в случае нарушения целостности барьеров безопасности при проливах водных и/или органических сред за границы емкостей, то целесообразно провести исследования и экспериментально определить 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) [1]. 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.

Для оценки доли, переходящих в газовую фазу элементов, экспериментальным путем были определены скорости испарения с поверхности исследуемого имитатора раствора и скорости выхода элементов в газовую фазу. В результате проведенных исследований оценены зависимости скорости выхода РН от температуры среды, скорости испарения и состава, что представляет практический интерес для прогнозирования последствий нарушений нормальной эксплуатации. Так, например, наибольший выход РВ получен для растворов концентрирования и остекловывания высокоактивных радиоактивных отходов, значения выхода которых составляет порядка $10^9 - 10^{11}$ Бк/(м²·ч) по сумме радиоактивных изотопов конкретных РН. На основании экспериментальных данных проведена расчетная оценка радиационных последствий на население и

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

окружающую среду в соответствии с РБ-134-17 «Рекомендуемые методы оценки и прогнозирования радиационных последствий аварий на объектах ядерного цикла».

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, редкоземельных элементов, а также ядерных материалов (U, Pu, Am, Cm), являющиеся в основном α -излучателями.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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.

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

В целях охраны окружающей среды и обеспечения радиационной безопасности населения в АО «ГНЦ НИИАР» совершенствуется мониторинг состава радиоактивных продуктов в технологических средах и отходах исследовательских ядерных установок и других радиационно-опасных объектов. Описана созданная в результате экспериментальных исследований система контроля активности генетически и глобально опасных трития и углерода-14 в газо-аэрозольной смеси, удаляемой через высотную трубу вентиляционного центра, являющегося основным источником поступления радиоактивных продуктов в окружающую среду. Сбор трития осуществляется на цеолитовый сорбент с последующим извлечением тритиевой влаги на установке термовакuumной десорбции. Отбор углерода-14 в составе углекислого газа, проводят методом барботирования через раствор щёлочи и сбора в виде сухой пробы углекислого бария. В соответствии с требованиями предусмотрен отбор возможных газообразных и летучих соединений трития и углерода-14 методом термокаталитического окисления внутри электрической трубчатой печи до диоксида трития и углекислого газа, которые также улавливаются в адсорбере и барботёре.

Отбор углерода-14 в виде сухой пробы прост, эффективность выделения углекислого газа из контролируемого воздуха при барботировании составляет не менее 95%, происходит концентрация углерода из большого объёма воздуха и отделение от радиоактивных веществ, в том числе от инертных радиоактивных газов и трития, а выделенную пробу можно долго хранить для последующей обработки и измерений активности.

Удельную активность трития и углерода-14 в пробах измеряют жидкостно-сцинтилляционным методом по разработанным методикам, приведены их метрологические характеристики.

Представлены результаты экспериментов и разработанная оригинальная методика измерений удельной активности углерода-14 непосредственно в пробах карбоната бария в жидком сцинтилляторе, определены метрологические свойства счётных образцов в виде эмульсии и оптимальные условия измерений на радиометре SL300. Установленная расширенная неопределённость результатов при минимально измеряемой активности 0,2 Бк/г не превышает 23%.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Приведены фактические значения активности трития и углерода-14 в выбросах и приземном воздухе за предыдущие годы наблюдений.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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.
2. Рыбин А. А., Ряскова М. В., Барышников С. Г., Ильина Е. Г. Создание методики измерений активности углерода-14 в газозооаэрозольных средах. — Научный гооовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2023 гооу) / 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».
3. Рыбин А. А., Барышников С. Г., Гончар А. А. Система контроля активности трития и углерода-14 в составе газозаэрозольных поступлений в атмосферу. — Научный гооовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2024 гооу) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В. В. Калыгина. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2025. С. 214–216. — Также доступно на официальном сайте АО «ГНЦ НИИАР».

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 раковых 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.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

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.

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].

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. 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 и риск/ 2025 №3. С34-39.

ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЕЙ КОНЦЕНТРАЦИЙ ТРИТИЯ И МЕХАНИЗМОВ ЕГО ПОСТУПЛЕНИЯ В АТМОСФЕРНЫЙ ВОЗДУХ НА ТЕРРИТОРИИ С ПОДЗЕМНЫМ ИСТОЧНИКОМ ТРИТИЯ

С. Н. Лукашенко, А. В. Михайлов, Д. Н. Курбаков, А. В. Томсон,

Д. А. Кондаков, Е. В. Федунова, М. А. Эдомская

*ФГБУ «Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии и агроэкологии
Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», Обнинск, Россия
эл. почта: lukashenko.1962@mail.ru*

В настоящее время содержание трития в объектах окружающей среды определяется техногенными источниками и процессами. Основным и наиболее изученным путем поступления трития в атмосферу являются выбросы предприятий атомного комплекса. В меньшей степени исследованы вопросы оценки содержания трития в атмосфере в случае наличия загрязнения тритием подземных приповерхностных вод.

В рамках данной работы проведены исследования уровней и закономерностей изменения концентрации трития в водяных парах воздуха в течение суток на естественной территории с подземным источником трития.

Выявлено, что концентрация трития в водяных парах воздуха находится в диапазоне от 1,5% до 26% и в среднем составляет ~8% от максимальной концентрации трития в свободной воде почвы. Зависимость концентрации трития водяных паров атмосферного воздуха от времени суток носит плавный, нехаотический характер. Во всех случаях кривая зависимости имеет одинаковые структурные элементы. Обнаружен явный минимум концентрации трития в дневное время (от 10 до 15 часов) и максимумы

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

концентраций примерно с 19 до 1 часа ночи и с 5 до 9 часов утра. Отношение максимальной суточной концентрации трития к минимальной находится в диапазоне от 2 до 13 раз, в среднем составляет около 7 раз. Точки максимумов концентраций трития водяных паров атмосферного воздуха коррелируют с временем восхода и заката Солнца.

Несмотря на кажущуюся очевидность механизмов поступления трития в атмосферу (воздушный перенос, эманация трития с поверхности земли, транспирация тритированной воды растениями) сделать однозначный вывод об относительном вкладе каждого из возможных механизмов на основании полученных данных пока не представляется возможным. Можно однозначно сказать, что значительный вклад в поступление трития в атмосферу вносит его эманация с поверхности земли, причем на этот процесс влияет в первую очередь температура почвы.

АСРК ЦИКЛОТРОНА ДЦ-140: ПРОЕКТНЫЕ РЕШЕНИЯ И СТАТУС РЕАЛИЗАЦИИ

П. А. Комаров. С. В. Митрофанов

ОИЯИ, Дубна, Россия

эл.почта: pkomarov@jinr.ru

В настоящее время в Лаборатории ядерных реакций Объединённого института ядерных исследований ведётся масштабная работа по развитию ускорительного комплекса и экспериментальных установок в рамках программы DRIBs III [1]. В 2019 году в рамках этой программы был введён в эксплуатацию циклотрон ДЦ-280. В настоящее время осуществляются пусконаладочные работы ускорителя У400М после его модернизации. Параллельно идет строительство нового экспериментального зала ускорителя У400Р, в связи с чем ведутся работы по реализации проекта по реконструкции ускорителя У400. Помимо прочего на текущий момент активно ведётся реализация проекта нового ускорителя ДЦ-140, рассчитанного на покрытие потребностей лаборатории в части решения комплексных и прикладных задач.

Как известно, ускорительные установки являются источниками вторичного гамма- и нейтронного излучения, возникающего, в частности, при работе ЭЦР-источников, а также при взаимодействии пучков заряженных частиц с элементами ионопроводов, мишенями и внутренними конструкциями. В связи с этим такие установки требуют оснащения системами, обеспечивающими радиационную безопасность их эксплуатации [2]. Одним из ключевых элементов подобной инфраструктуры являются автоматизированные системы радиационного контроля (АСРК).

АСРК ДЦ-140 создаётся как полностью новая система, предназначенная для мониторинга радиационной обстановки в помещениях ускорителя, его физических установок и в прилегающих помещениях, автоматизации контроля за установленными режимами работы ускорителя и ограничения доступа персонала в контролируемые помещения. При её реализации учитываются требования унификации и интеграции с действующей инфраструктурой автоматизированного радиационного контроля лаборатории, в частности, с учетом унификации и интеграции в систему АСРК здания 101. [3].

В работе представлен текущий статус реализации проекта АСРК для ДЦ-140. Кроме того, описаны применяемые типы дозиметрического оборудования, особенности отдельных технических решений, а также аспекты взаимодействия системы с другими автоматизированными системами ускорительного комплекса.

ЛИТЕРАТУРА

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

1. Проблемно-тематический план научно-исследовательских работ и международного сотрудничества Объединённого института ядерных исследований на 2024 год. Тема № 03-5-1129-2017/2028 «Развитие ускорительного комплекса и экспериментальных установок ЛЯР (DRIBs-III)». – Дубна: ОИЯИ, 2023.
2. Санитарные правила и нормы СанПиН 2.6.1.2573-10. Гигиенические требования к размещению и эксплуатации ускорителей электронов с энергией до 100 МэВ: утв. Постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 21.05.2010 № 59. – М., 2010..
3. Automated Radiation Monitoring System (ARMS) and Interlock and Signalization System (ISS) of the Cyclotron U400M / P.A. Komarov, S.V. Mitrofanov, V.Yu. Shegolev // Материалы конференции RuPAC-2023, 11–15 сентября 2023 г. – Новосибирск, 2023. – С. 130–132.

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 тканеэквивалентного миниатюрного детектора фотонного излучения и детектора с определением направления на источник излучения позволило создать установки для измерения гамма-излучения с лучшими экономическими и эксплуатационными характеристиками.

Установка для измерения гамма-излучения УГМ-03 НДРП.412153.001 ТУ (далее – УГМ-03, рис.4) 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.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»



Рис. 4. 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 A549

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

Радиационно-индуцированный окислительный стресс является одной из ключевых составляющих биологического действия ионизирующего излучения [1]. Изучение действия различных радиомодифицирующих агентов на степень его проявления является необходимой составляющей исследования их воздействия на выраженность биологического действия радиации.

Целью данной работы было изучение влияния водорастворимой формы индралина (смесь с винной кислотой в соотношении, близком к эквимольному) и классических антиоксидантов, тролокса и аскорбиновой кислоты, на выраженность окислительного стресса, вызванного воздействием рентгеновского излучения в дозе 8 Гр на культуру клеток аденокарциномы лёгкого человека линии A549.

Выраженность окислительного стресса оценивалась как отношение интенсивности флуоресценции дихлорфлуоресцеина (DCF), характеризующей содержание активных форм кислорода (АФК), к интенсивности флуоресценции Hoechst-33342, характеризующей число клеток в пробе. Клетки линии A549 в момент облучения, а также в течение двух часов, ему предшествующих, и часа после него находились в среде изучаемых веществ в концентрации 0,1, 0,5, 1 или 2 мМ.

Инкубация клеток в растворах аскорбата и тролокса привела к снижению выраженности процессов окислительного стресса, за исключением концентрации 0,5 мМ для аскорбата и 2 мМ для тролокса. Данные эффекты мы объясняем интенсификацией реакции Фентона за счёт восстановления антиоксидантами металлов переменной валентности.

Индралин, проявляющий на организменном уровне выраженное радиопротекторное действие [2], на уровне клеток проявил радиосенсибилизирующий эффект: увеличение концентрации индралина приводило к существенной интенсификации окислительного стресса в клетках линии A549. Данного эффекта не наблюдалось в пробе, содержавшей только винную кислоту. Таким образом, эталонный радиопротектор

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

индралин проявил радиосенсибилизирующее действие на культуре раковых клеток. Это открывает перспективы разработки новых подходов лучевой терапии онкологических заболеваний с использованием данного радиопротектора. Возможно, использование индралина при лучевой терапии не только снизит её побочное действие без защиты раковых клеток, что достигается использованием амифостина [2], но и обеспечит повышение её непосредственного противоракового действия.

Исследования выполнены в рамках гранта РФ № 23-24-00383 и НИР «Технология-3» (номер регистрации НИР в системе ЕГИСУ НИОКТР: 1230113001053).

ЛИТЕРАТУРА

1. Бурлакова Е.Б. и др. Радиационно-индуцированные изменения структурного состояния мембран клеток крови человека // Радиационная биология. Радиоэкология. 2014. Т. 54, № 2. С. 162–168.
2. Васин М.В. Противолучевые лекарственные средства. Москва: Книга-Мемуар, 2020. 239 с.

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

Цель: Основополагающими факторами, определяющими информативность диагностического изображения ПЭТ, являются количество назначенной активности РФЛП и время сбора ПЭТ-данных [1]. При этом известно, что для современных моделей сканеров возможно снижение времени сканирования и/или количества введенного РФЛП без ухудшения качества изображения ПЭТ. Целью настоящей работы являлось определение и сопоставление оптимальных параметров клинического протокола для томографов ПЭТ/КТ разного поколения.

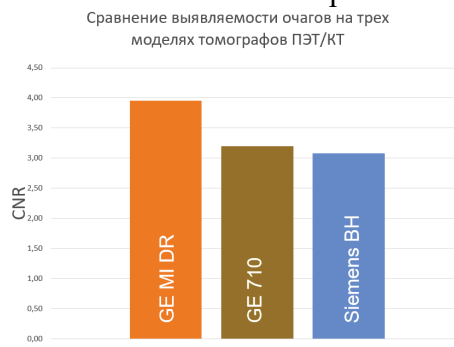
Материалы и методы: Исследование выполнялось с использованием NEMA IEC Body фантома, который представляет собой полый торсовидный фантом с встроенными сферами различных диаметров. Сбор данных производился на трех сканерах производителей GE и Siemens на моделях, обладающих различными техническими характеристиками. 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. 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) [2].

Результаты: Выявляемость очагов при времени сканирования, равном 2 мин/положение стола, для GE MI DR выше, чем для более старых моделей GE 710 и Siemens (рис.1).

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Дальнейшее уменьшение времени на GE MI DR до 1.5 мин, при времени сканирования для GE 710 и Siemens, равном 2 мин, показало, что CNR (GE MI DR) снизился, однако, оставался выше, чем показатели GE 710 и Siemens. Следовательно, при сканировании пациентов на сканере GE MI DR возможно снижение времени/назначенной активности на



25%.

Рис.1. Диаграмма сопоставления показателя CNR для разных томографов

ЛИТЕРАТУРА

1. Delcroix O et al. Assessment of Image Quality and Lesion Detectability with Digital PET/CT System. Sec. Nuclear Medicine 2021;8
2. NEMA Standards Publication NU 2-2007 "Performance Measurements of Positron Emission Tomographs"

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.

Для решения задач по снижению коллективных доз персонала, повышению эффективности планирования дозозатрат, реализации постоянного мониторинга за всеми показателями радиационной безопасности (дозовыми нагрузками персонала, показателями сбросов и выбросов РВ в окружающую среду) и информированности персонала о радиационной безопасности был создан «Портал РВ», как единая точка входа, аккумулирующая данную информацию на Кольской АЭС в виде интерактивных блоков. Портал предусматривает целый комплекс программных модулей для контроля, анализа и формирования отчетности. Информация на Портале обновляется каждые 5 минут, что дает возможность контролировать дозы облучения в режиме реального времени, а весь массив данных оптимизирован таким образом, что система позволяет сформировать любой запрос в течение нескольких секунд. Важным достоинством является возможность интеграции с внутристанционными, дивизиональными и международными системами.

Существенной составляющей в управлении радиационной безопасностью является обучение работников и проведение инструктажей перед выполнением работы. Для этих целей внедрено ПО «Экспликация зданий и сооружений», позволяющее просматривать помещения в режиме 360 градусов. Для информирования работников о месте выполнения

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

работ, оборудовании, радиационной обстановке, наличии «зеленых зон» в ПО активно применяются интерактивные пиктограммы.

Для предупреждения незапланированного облучения персонала реализуется ПО «Управление радиационно опасными зонами», где собрана вся информация о местах с повышенной мощностью дозы и мерах безопасности. ПО позволяет подразделениям оперативно взаимодействовать между собой для разработки и реализации мероприятий по устранению РОЗ.

Для повышения производительности, обеспечения единства и качества измерений необходимо вести контроль за состоянием и метрологическими характеристиками приборов и установок радиационного контроля. В ПО «Цифровые паспорта оборудования» собрана вся информация об их метрологических характеристиках, техническом обслуживании и ремонте. ПО в автоматизированном режиме интегрирована с федеральной государственной системой «Аршин».

МОДЕЛИ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ЛИЦ, КОНТАКТИРУЮЩИХ С РАБОТНИКОМ ПОСЛЕ ПОСТУПЛЕНИЯ В ЕГО ОРГАНИЗМ ^{131}I 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, Курчатov, Россия

⁴ НПП «Дионис», Обнинск, Россия

эл. почта: oksana-dolya@mail.ru

Разработаны методики, алгоритмы и программное обеспечение (ФОРТРАН, MathCad), для решения различных актуальных задач радиационного контроля и расчётного прогнозирования доз внешнего облучения (ДВО – эффективной, и эквивалентных в ряде органов) лиц из персонала и населения – при возможных запроектных авариях (ЗА) на АЭС с ВВЭР, и последующего выхода изотопов йода в составе выбросных субстанций ПЯД. В отличие от действующих в системе ГК «РОСАТОМ» ряда нормативных МУ и РМ, реализуется принципиально другой подход, ориентированный на получение *индивидуализированных* оценок дозовых характеристик для конкретного работника (лица из населения). В рамках данного подхода развиваются следующие направления: 1) разработана методика и программа расчёта биокинетики изотопов йода в организме человека на основе модифицированной авторами МКРЗ-многокамерной модели, [1], позволяющая рассчитывать временное распределение изотопов радиойода в организме конкретного человека, с учётом его индивидуальных параметров межкамерного обмена; 2) в рамках кода MCNP разработаны численные фантомы модели работников АЭС – мужчины и женщины (MALE и FEMALE), позволяющие моделировать (раздельно) локализацию радиойода в ведущих органах и тканях организма и рассчитать транспорт излучения от локализованного в них ^{131}I ; 3) посредством задания основных (физиологически обоснованных) паттернов локализации ^{131}I в фантомах MALE и FEMALE, для каждого из них (кровь, лёгкие, щитовидная железа, печень, почки, мочевой пузырь, отделы кишечника, скелет) рассчитаны удельные ДВО (Зв/Бк ^{131}I) на заданной сетке размещения вне фантомов расчётных (в MCNP-модели) детекторов; 4) на базе биокинетической модели, и фантомов MALE/FEMALE, разработана методика и вычислительные программы расчёта ДВО лиц из населения (члены семьи, и др.), контактирующих с работником АЭС после загрязнения его организма выбросными в

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

ходе ЗА изотопами йода; 5) Разработанная методика апробирована для варианта ЗА на АЭС с реактором ВВЭР-1200, рассмотренной в [2], и в которой рассчитаны концентрации наиболее значимых выбросных радионуклидов (также ^{131}I) в воздухе выделенных рабочих зон промплощадки.

Результаты: 1) для данной ЗА рассчитана кинетика ингалированного в организм работника ^{131}I , и динамика ДВО от него в точках детектирования; 2) для консервативных сценариев общения работника с родственниками рассчитаны годовые ДВО для них. Для взрослого лица получено, в частности, ДВО (эфф) = 4 мкЗв, ДВО (экв., кожа) = 7 мкЗв; для ребёнка ДВО (эфф) = 22 мкЗв, ДВО (экв., кожа) = 42 мкЗв, что вполне безопасно.

ЛИТЕРАТУРА

1. ICRP Publication 130. Occupational Intakes of Radionuclides. Part 1. – Oxford: Pergamon Press, 2015. – 188 p.
2. В. И. Орловская, А. Г. Трифонов. Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал АЭС-2006 при запроектных авариях с учетом типовой инфраструктуры промплощадки // Весті НАН Беларусі. Сер. фізіка-тэхніч. навук. – 2019. – Т. 64, № 4. – с. 485–490

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

Настоящая разработка выполнена в контексте общей работы авторов в части создания комплекса методик и программного обеспечения, ориентированных на получение индивидуализированных оценок доз внутреннего облучения (ДВО) конкретных работников (и конкретных лиц из населения, проживающего вблизи АЭС), которые могут подвергнуться (или подверглись) загрязнению их организма радионуклидами, вследствие выброса радиоактивных веществ в ходе какой-либо аварии на АЭС. В рамках настоящей разработки выполнено следующее: 1) сформулирована модель биокинетики (МБ) изотопов йода в организме человека, учитывающая процессы их переноса и метаболизма в респираторном тракте, согласно ревизованной МКРЗ-МБ, [1], для случая ингаляционного поступления радиойода в организм работника: в элементарной форме, в составе аэрозольного выброса/газовой, паровой фазах. Базовая МКРЗ-БМ модифицирована авторами в части внереспираторного блока кинетики радиойода – в соответствии с дополнительными данными по его метаболизму; 2) для предложенной многокамерной МБ радиойода разработано ПО (на языке ФОРТРАН), включающее расчёт кинетики радиойода и эффективной/эквивалентных ДВО в органах и тканях человека для случаев – ингаляционного (и других видов) поступления в его организм радиойода: в элементарной форме, в составе аэрозольного выброса/газовой, паровой фазах.

Результаты: 1) рассчитаны кинетики ^{131}I , ^{133}I , ожидаемые ДВО работника, при ингаляционном поступлении изотопов в его организм в элементарной/аэрозольной формах, – в выделенных зонах промплощадки, при возможной запроектной аварии (ЗА) на АЭС с реактором ВВЭР-1200, рассмотренной в [2]; вследствие значительного превышения ДВО щитовидной железы (ЩЖ), во всех выделенных зонах требуется, в соответствии с НРБ-99/2009, проведение оперативных мероприятий по защите персонала;

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

2) для исследования зависимости ДВО от индивидуальной кинетики радиоода в организме конкретных работников, проведены расчёты влияния на ДВО вариаций наиболее значимых параметров межкамерного обмена йода; расчётные случаи: ингаляционное поступление ^{131}I , ^{133}I в элементарной/аэрозольной формах – при указанной ЗА. Установлено: наибольшее влияние на ДВО ЩЖ оказывает константа захвата ею иодидов из крови. Так, для повышенного уровня захвата иодида – константа захвата в 2 раза больше базового значения (см. [1]), что отвечает возможным йоддефицитным состояниям или заболеваниям ЩЖ отдельных работников, доза в ЩЖ в случае поступления аэрозольной формы ^{131}I возрастает на 78% по сравнению с ДВО в ЩЖ здоровых людей. ДВО в остальных органах и тканях остаются незначительными; 3) также, с целью получения консервативных оценок, были рассчитаны ДВО для модельных ситуаций: а) полная блокировка ЩЖ; б) полная отсечка экстрареспираторного блока от общего йодного компартамента организма работника.

ЛИТЕРАТУРА

1. ICRP Publication 130. Occupational Intakes of Radionuclides. Part 1. – Oxford: Pergamon Press, 2015. – 188 p.
2. В. И. Орловская, А. Г. Трифонов. Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал АЭС-2006 при запроектных авариях с учетом типовой инфраструктуры промплощадки // Весці НАН Беларусі. Сер. фізика-тэхніч. навук. – 2019. – Т. 64, № 4. – с. 485–490

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ФАРМАКОКИНЕТИКИ ^{131}I 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

В целях создания комплексного инструментария дозиметрического планирования и контроля радиойодтерапии (РЙТ) больных дифференцированным раком щитовидной железы (ДРЩЖ) с отдалёнными метастазами в лёгкие, авторами предложена мультикамерная модель кинетики радиофармпрепарата на основе ^{131}I в организме пациентов и методика численной идентификации (МЧИ) её параметров. Для получения необходимых входных данных для предложенной МЧИ авторами разработана методика определения активностей ^{131}I в органах пациентов по данным их планарных статических сцинтиграфических исследований. Разработанная методика позволяет учитывать значительное влияние рассеяния регистрируемого гамма-излучения в теле пациента, и в конструкции гамма-камеры, на характеристики сбора счёта детектируемых гамма-квантов на сцинтиграфическом изображении. Методика была успешно апробирована в процессе обработке данных сцинтиграфии больных ДРЩЖ на базе гамма-камеры «e.cam⁺ Signature Series Siemens», с использованием данных их КТ-исследований, проведенных на спектральном КТ «Somatom Emotion 6 Siemens». Соответствующие экспериментальные исследования были проведены на базе клиники МРНЦ им. А.Ф. Цыба (г. Обнинск), с организацией и при участии сотрудников отделений радионуклидной диагностики и терапии. С целью корректного определения констант межкамерного обмена и реконструкции кинетики ^{131}I в критических органах и теле пациента в целом, была применён оригинальный подход, разработанный авторами. При постановке задачи

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

численной идентификации в целевой функционал вводится расширенный набор поисковых параметров: константы межкамерной коммуникации и вспомогательные параметры поиска, т.н. факторы восстановления, что позволяет восстановить кинетику радиойода также и в тех органах, которые не подвергаются непосредственному радиометрированию в процессе повременной сцинтиграфии пациентов. МЧИ параметров на базе предложенной мульти-компартаментной модели реализовано авторами в расчётной программе, составленной на языке FORTRAN.

Результаты: Исходные данные: результаты обработки повременных сцинтиграмм пациента К. с введенной ему диагностической активностью 5 мКи ^{131}I – определение повременных значений активностей ^{131}I в областях лёгких, почках, др. Идентификация параметров модели кинетики ^{131}I для пациента К. была осуществлена с использованием данных радиометрии по камере крови только в части общего кровотока – в выделенной зоне бедра. Следует отметить, что эти результаты совпали (в пределах нескольких процентов) с результатами идентификации, полученных при использовании результатов обработки экспериментальных данных по камере крови, собранных в выделенной зоне интереса в области шеи. В соответствии с предложенной мультикамерной моделью, реконструированы зависимости кинетики ^{131}I в камерах «кровь», «метастазы», «почки», «мочевой пузырь», «тело». Относительные отклонения измеренных значений активностей ^{131}I от идентифицированных значений в соответствующих органах составляют: область бедра [4-24] %; область лёгких [23-24] %; область почек [4-24] %, – для всего периода сканирования пациента. В целом, эти отклонения не превышают типичные максимальные отклонения (30%) в значениях активностей ^{131}I , характерные для современных методик планарных сцинтиграфических исследований. Рассчитаны поглощённые дозы (ПД) облучения в ряде критических органов больного К. после проведения ему РЙТ с активностью ^{131}I 80 мКи, они не превышают допустимых значений ПД; в частности, ПД в лёгких составила 2 Гр, что намного меньше толерантной дозы 20 Гр.

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*

Устойчивое развитие ядерно-энергетической программы любого государства, включающей эффективное безопасное использование ядерных установок и ядерных технологий, напрямую зависит от наличия и сохранения знаний и опыта в данной области, а также обеспечения необходимого уровня безопасности в ядерной сфере.

С развитием информационно-коммуникационных технологий создание и развитие системы управления ядерными знаниями, обеспечивающей полноту и доступность информации, становится объективной реальностью и насущной необходимостью. Ключевым элементом системы управления ядерными знаниями являются порталы ядерных знаний, которые способствуют эффективному управлению ядерной отрасли, обмену ядерными знаниями, а также средствами интеграции, средствами доступа к другим информационным ресурсам. МАГАТЭ активно поддерживает создание

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

национальных порталов, интегрированных в глобальную систему управления ядерными знаниями.

В Республике Беларусь под эгидой Департамента по ядерной и радиационной безопасности Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь (Госатомнадзор) начаты работы по созданию Национального портала ядерных знаний.

Основное назначение портала – содействие распространению ядерных знаний, обмен результатами научных и научно-технических работ, повышение результативности и эффективности научных исследований и ядерных технологий, улучшение качества коммуникации и транспарентности, повышение уровня информационного обмена в области ядерных знаний, а также предоставление методической и технической поддержки организациям, использующим в своей деятельности ядерные технологии. Это позволит Республике Беларусь активно участвовать в мировом информационном пространстве в области ядерных знаний.

Национальный портал ядерных знаний, разработанный на базе свободного программного обеспечения, ориентирован на свободный доступ к оригинальным материалам. К концу 2025 году планируется его размещение на защищенном облачном сервере, гарантирующем безопасность и доступности информации. В настоящее время портал доступен в тестовом режиме по адресу <https://belnpp.inpnet.net/> (рис. 1).

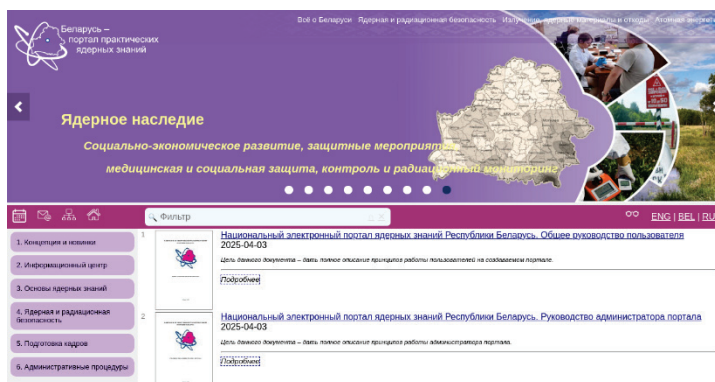


Рис.1. Главная страница Национального портала ядерных знаний Республики Беларусь

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:

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

- 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:

- 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.
2. НП-091-14 «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения», утвержденные приказом Ростехнадзора от 20.05.2014 № 216.

ОСОБЕННОСТИ РАЗРАБОТКИ ВАБ УРОВНЯ 2 БЛОКА АС ПРИ УЧЕТЕ МЕСТ НАХОЖДЕНИЯ ИСТОЧНИКОВ РАДИОАКТИВНОСТИ, ОТЛИЧНЫХ ОТ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА И БАСЕЙНА ВЫДЕРЖКИ

М. Ю. Ивочкин

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия

эл. почта: ivochkin@secnrs.ru

Требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии НП-095-15 «Основные требования к вероятностному анализу безопасности блока атомной станции» предписывают, чтобы при выполнении вероятностного анализа безопасности блока атомной станции (далее – ВАБ блока АС) учитывались все места нахождения ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов (далее – ЯМ, РВ и РАО) [1].

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

Приказом Ростехнадзора № 21 от 24.01.2024 в руководство по безопасности при использовании атомной энергии РБ-044-18 «Рекомендации по разработке вероятностного анализа безопасности уровня 2 для блока атомной станции» [2] были внесены изменения в части рекомендаций по выполнению ВАБ блока АС с учетом всех мест нахождения ЯМ, РВ и РАО, отличных от активной зоны реактора и бассейна выдержки, отсутствовавшие ранее в РБ-044-18.

Разработка указанных изменений (дополнений) в РБ-044-18 выполнялась с учетом рекомендаций МАГАТЭ SSG-4 «Разработка и применение вероятностной оценки безопасности уровня 2 для атомных электростанций» [3], опыта выполнения ВАБ блока АС уровня 2 и его экспертизы, а также с учетом анализа номенклатуры и характеристик мест нахождения ЯМ, РВ и РАО на блоках АС АО «Концерн Росэнергоатом».

Обновленная редакция РБ-044-18 была дополнена следующими основными рекомендациями:

- добавлены примеры мест, где могут находиться источники радиоактивности на блоке АС, отличные от активной зоны реактора и бассейна выдержки (хранилища свежего топлива, хранилища жидких и твердых радиоактивных отходов, системы обращения с РАО, радиоактивные источники для дефектоскопии и поверки приборов и т.п.);

- приведены рекомендации по отбору для последующего анализа мест нахождения ЯМ, РВ и РАО в соответствии с установленными в РБ-044-18 критериями отбора, учитывающими состав и активность выбрасываемых РВ;

- приведены общие рекомендации по оценке активности аварийного выброса для мест нахождения источников радиоактивности на блоке АС, отличных от активной зоны реактора и бассейна выдержки.

Применение изменений в РБ-044-18 позволит в полной мере учитывать требования НП-095-15.

ЛИТЕРАТУРА

1. Основные требования к вероятностному анализу безопасности блока атомной станции (НП-095-15). <http://pravo.gov.ru> (дата опубликования: 08.09.2015). 12 с.
2. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по разработке вероятностного анализа безопасности уровня 2 для блока атомной станции». РБ-044-18 (в редакции приказа Ростехнадзора от 24.01.2024 № 21). 2024.
3. Разработка и применение вероятностной оценки безопасности уровня 2 для атомных электростанций. Специальное руководство по безопасности МАГАТЭ № SSG-4 (Rev.1), МАГАТЭ, Вена, 2024 – 123 с.

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). Главной задачей ВАБ-1 является определение частот повреждения источников радиоактивности, а ВАБ-2 —

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»

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].

Возможные последствия радиационных аварий имеют внутренне присущую вероятностную природу, так как момент аварии, характеристики выбросов радиоактивных веществ и условия их распространения заблаговременно неизвестны, что показал реальный опыт тяжелых радиационных аварий. Известно, что для масштабов последствий и частоты возникновения некоторых техногенных и природных чрезвычайных ситуаций характерны распределения с так называемыми тяжелыми хвостами, когда масштабы последствий с малой вероятностью возникновения могут многократно превышать средние значения. Это создает предпосылки для использования результатов ВАБ-3 в задачах анализа радиационной безопасности населения, аварийного планирования и реагирования для обеспечения приемлемого уровня риска и уменьшении вероятности избыточного реагирования [2, 3].

В настоящем докладе приведен анализ возможных результатов ВАБ-3 и подходы к их использованию в задачах обеспечения радиационной безопасности населения, аварийного планирования и реагирования, таких как:

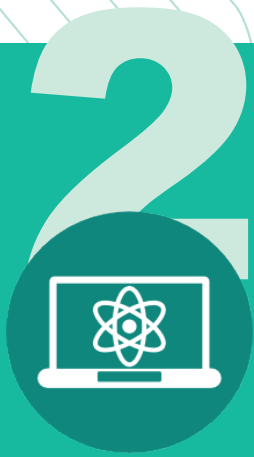
- размещение АС;
- определение зон планирования защитных мероприятий;
- оценка влияния уровней вмешательства на масштабы защитных мероприятий;
- оценка эффективности защитных мероприятий.

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.

31.10.2025

Секция 1. «Радиационная безопасность человека и живой природы»



СЕКЦИЯ 2. **РАСЧЕТНЫЕ ПРОГРАММЫ ДЛЯ** **ПРОГНОЗИРОВАНИЯ И** **ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ** **ЗАЩИТЫ И РАДИАЦИОННОЙ** **БЕЗОПАСНОСТИ**

ЭКСПЕРТИЗА И АТТЕСТАЦИЯ ПРОГРАММ ДЛЯ ЭВМ, ПРИМЕНЯЕМЫХ ПРИ ОБОСНОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Д. С. Громов, Р. А. Шевченко, Д. А. Яшников

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия

эл. почта: gromov@secnrs.ru

23 мая 2018 года были внесены дополнительные части в статью 26 Федерального закона от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии», в соответствии с которыми если в целях подготовки документов, обосновывающих безопасность ОИАЭ, необходимо построение расчетных моделей процессов, влияющих на безопасность ОИАЭ, то для их построения используются программы для ЭВМ, прошедшие экспертизу в организации научно-технической поддержки уполномоченного органа государственного регулирования безопасности, определенной данным органом.

В целях реализации положений Федерального закона от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» Ростехнадзором утверждены:

- Порядок проведения экспертизы программ для ЭВМ (далее – Порядок, утвержден приказом Ростехнадзора от 04.04.2023 № 141, зарегистрирован в Министерстве юстиции Российской Федерации 08.06.2023 № 73783);
- Положение об Экспертном совете по аттестации программ для ЭВМ при Ростехнадзоре (утверждено приказом Ростехнадзора от 25.03.2025 № 98).
- В Порядке и Положении об Экспертном совете:
- установлены порядок действий, этапы при проведении экспертизы программ для ЭВМ и сроки их выполнения;
- введены требования к проведению тестирования программ для ЭВМ;
- обновлены структура и принципы формирования Экспертного совета по аттестации программ для ЭВМ.

Основным изменением, внесенным в действующую редакцию Порядка по сравнению с редакцией Порядка от 2018 года, стало включение в него в качестве отдельного приложения требований к структуре и содержанию отчета о верификации и валидации программ для ЭВМ. При этом, в новую редакцию Порядка добавлены требования:

- о необходимости обоснования матрицы верификации и валидации программы для ЭВМ на основе анализа ключевых процессов и явлений, влияющих на безопасность ОИАЭ в тех эксплуатационных или аварийных режимах, в отношении которых программа для ЭВМ предполагается к применению;
- об описании методики обоснования погрешности расчетных результатов, обеспечиваемой при использовании программы для ЭВМ при обосновании безопасности ОИАЭ;
- к верификации/валидации некоторых классов программ для ЭВМ, учитывающие их специфику.

В состав Экспертного совета по аттестации программ для ЭВМ при Ростехнадзоре входит секция № 3 – «Перенос ионизирующего излучения, радиационная защита, распространение (миграция) радиоактивных веществ», в рамках деятельности которой:

- действует более 45 аттестационных паспортов программ для ЭВМ;

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

- аттестованы, в том числе, следующие программы для ЭВМ: DORT, TORT, КАТРИН-2.5, ДОЗА_М, LEAK4, RELWWER-UNI, CHAIN-2, которые активно используются при обосновании безопасности ОИАЭ.

К числу приоритетных направлений дальнейшего развития расчетного моделирования процессов, влияющих на безопасность объектов использования атомной энергии и (или) видов деятельности в области использования атомной энергии, относятся:

- создание отраслевой базы оцененных экспериментальных данных, которые могут быть использованы для валидации программ для ЭВМ;
- разработка рекомендаций по выполнению детерминистических обоснований безопасности атомных станций.

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

Для обеспечения оперативного прогноза развития ситуации при радиоактивном аварийном выбросе требуется развитие программных средств поддержки принятия решения, ядром которых является блок моделирования распространения загрязняющих веществ.

Городская и промышленная среда может существенно влиять на процессы переноса и рассеяния загрязняющих веществ, она также предъявляет особые требования по защите населения и персонала, уязвимой жизнеобеспечивающей инфраструктуры. Следовательно, требуется обеспечение прогноза на локальном уровне с учетом морфологии и рельефа территории.

Существующие мезомасштабные и региональные модели атмосферного переноса дают достоверные прогнозы и охватывают пространственный диапазон от ближней зоны до глобальных масштабов в несколько тысяч километров [1, 2]. На локальном уровне для территорий с неоднородной плотностью и высотностью застройки использование таких моделей либо некорректно, если они грубо учитывают особенности атмосферной динамики над урбанизированными территориями, либо требует неприемлемо большого времени расчетов.

МАГАТЭ последние два десятилетия ведет программы EMRAS, EMRASS II, MODARIA и MODARIA II [3], в которых, в том числе, исследуются вопросы совершенствования моделей переноса и улучшения качества оценки радиоактивного загрязнения в условиях городской среды.

В ФГБУ «НПО «Тайфун» ведется разработка программного комплекса, реализующего технологию оперативной оценки уровней загрязнения атмосферы над конкретной урбанизированной территорией. Существенным условием, предъявляемым программным компонентам, является быстроедействие и нетребовательность к вычислительным ресурсам, что обосновывается выбором таких базовых математических моделей, как метод дискретных вихрей и вариационный метод вычисления

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

бездивергентного поля ветра. Реализован набор расчетных модулей, которые позволяют с учетом условий урбанизированной застройки строить поля ветра, моделировать перенос, рассеяние и изотопную трансформацию примеси и получить результат в виде двух- и трехмерных полей векторных и скалярных величин, характеризующих эти процессы, с дифференциацией по времени. Исходной информацией являются метеорологические условия, данные по источникам загрязнения, доступные показания постов радиационного мониторинга, рельеф и план застройки местности, полученные из открытых источников.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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.
2. Bhautmage U., Fung J., Pleim J., Wong M. Development and Evaluation of a New Urban Parameterization in the Weather Research and Forecasting (WRF) Model // Journal of Geophysical Research: Atmospheres. – 2022. – V. 127. – DOI: 10.1029/2021JD036338.
3. Оценка радиоактивного загрязнения и эффективности мер по его устранению в городской местности. Assessment of Radioactive Contamination and Effectiveness of Remedial Measures in Urban Environments. IAEA TECDOC-2001. МАГАТЭ, Вена, 2022 г. – 229 с.

ПРОГРАММНЫЕ КОМПЛЕКСЫ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЙ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ОИАЭ

И. В. Капырин, П. А. Блохин

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: kapyrin@ibrae.ac.ru

Обоснование безопасности ЗСЖЦ ОИАЭ требует, в первую очередь, оценки воздействия на человека и окружающую среду от радионуклидов, потенциально возникающего вследствие внешнего воздействия или их миграции за пределы рассматриваемого ОИАЭ в водную или воздушную среду. Для решения этой задачи ИБРАЭ РАН разрабатывается линейка кодов, призванных как удовлетворить нужды моделирования физических процессов, так и получить финальные результаты, требуемые нормативными документами, – в виде дозовых нагрузок, с оценками неопределенности. А именно:

FENIA – расчет теплового режима, напряженно-деформированного состояния и прочности пунктов захоронения радиоактивных отходов [1];

КОРИДА – прогнозирование изменений радиационных характеристик ОЯТ и РАО, расчёта дозовых характеристик радиационных полей с оценкой воздействия на человека [2];

GeRa – трехмерное геофильтрационное и геомиграционное моделирование, включая поверхностный сток (совместная разработка с ИВМ РАН) [3];

RELTRAN – решение задач по оценке выбросов в атмосферу и оперативному прогнозированию радиационной обстановки в окрестностях объектов ядерного наследия [4];

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

ЭКОРАД – расчет нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты и оценка доз облучения для населения при различных сценариях водопользования и референтных видов биоты;

MOUSE – учет неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности.

Программы, моделирующие физические процессы, проходят аттестацию в Ростехнадзоре: FENIA, GeRa и ЭКОРАД аттестованы, КОРИДА и RELTRAN находятся на экспертизе. Комплекс MOUSE, в отличие от них, является универсальной платформой для калибровки расчетных моделей, анализа чувствительности к входным параметрам и оценки неопределенностей.

Дальнейшее развитие линейки кодов предполагает расширение возможностей моделирования значимых процессов и явлений, обеспечение возможности оценок неопределенностей комплексных моделей, сопрягающих расчеты нескольких кодов, повышение эффективности численных алгоритмов и решение новых классов задач.

ЛИТЕРАТУРА

1. Finite element code FENIA verification and application for 3d modelling of thermal state of radioactive waste deep geological repository. Butov R.A., Drobyshevsky N.I., Moiseenko E.V., Tokarev U.N. В сборнике: Journal of Physics: Conference Series. Сер. "International Conference "Problems of Thermal Physics and Power Engineering", PTPPE 2017" 2017. P. 012174.
2. 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.
3. Капырин И.В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ. // Радиоактивные отходы, 2022, №2 (19), с.105-115. - для русскоязычных статей.
4. Бакин Р.И. и др. Концепция разработки расчётно-прогностического комплекса RELTRAN для анализа безопасности при выбросах радиоактивных веществ в атмосферу//Вопросы радиационной безопасности. – 2018. – №. 3. – С. 27-38.

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

МАГАТЭ осуществляет контроль в области ядерной безопасности в соответствии со следующими основополагающими документами: Конвенцией о физической защите ядерного материала (the 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

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

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 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 про-граммных 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.

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.

Доклад посвящен обзору белорусского национального ПО – фреймворка eLab. 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 СУБД. Ядро системы постоянно обновляется для обеспечения работы под самыми свежими стабильными версиями СПО. Фреймворк eLab передается полностью в открытых кодах. На его основе 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. Также на основе фреймворка eLab разработана оригинальная белорусская система управления контентом научно-образовательного интернет-портала eLab-Science и на его основе создан электронный портал ядерных знаний BelNET (*Belarusian Nuclear Education and Training*) <https://belnet.by/>. Близки к завершению работы по созданию Национального портала ядерных знаний Республики Беларусь.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

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

¹*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

²*Научно-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 переделы 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. В этой связи перспективным представляется расширение функционала САС дополнительной функцией определения места СЦР, числа делений и доз персонала на основе более тщательного компьютерного анализа и интерпретации всей совокупности сигналов детекторов как компонентов единой системы с учетом их мест размещения. Проводимый в режиме реального времени анализ распределения сигналов от пространственно-разнесенных детекторов в сопоставлении с геометрией помещения и границами ядерно-опасной зоны (ЯОЗ) на предприятии по предварительным оценкам способен существенно повысить количество предоставляемой САС информации, качество и оперативность принимаемых на ее основе решений.

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 дальнейшем планируется экспериментальная проверка работы комплекса из системы САС и доработанного ПО в условиях, приближенных к реальной СЦР.

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.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

ВЫБОР МЕТОДА ВЫПОЛНЕНИЯ АНАЛИЗА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ И ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ РАСЧЕТА РАДИАЦИОННЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ НА ОСНОВЕ ЗАМЕЧАНИЙ РОССИЙСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ ЭКСПЕРТОВ К ОБОСНОВАНИЮ ПРОЕКТА АЭС-2006

Р. А. Долганов, А. С. Фролов

АО «Атомэнергoproject», Санкт-Петербург, Россия

эл. почта: radolganov@spbaep.ru

Проведение анализа неопределенности и чувствительности является необходимым для оценки точности результатов расчетного обоснования безопасности АЭС с ВВЭР. Соответствующие требования выдвигаются российским заказчиком, иностранными заказчиками, надзорными органами и МАГАТЭ [1]-[3]. При этом не существует единой общепринятой в экспертном сообществе методики проведения такого анализа. Однако возможно частное решение задачи выполнения анализа неопределенности и чувствительности в зависимости от целевого параметра расчета и применяемых моделей. Выбор частной методики должен обеспечить оптимальный подход для учета неопределенностей работы аварийных систем проекта АЭС-2006, погрешностей расчетных моделей ПРЭВМ СОКРАТ/ВЗ [5], реальных сроков проектирования.

Конечными критериями безопасности АЭС являются прогнозируемые дозы на население в результате аварии. Снижение консерватизма в оценках доз на население с целью обоснования современных жестких требований нормативов и заказчиков также является задачей, связанной с оценками неопределенности и чувствительности.

Отдельной задачей при прохождении экспертизы проектов АЭС-2006 является преодоление замечаний к перечню расчетных сценариев, рассматриваемых при обосновании безопасности, и возможным отклонениям от этих сценариев. Анализ множества таких отклонений выходит за рамки анализа неопределенности и чувствительности, как он обычно понимается. Тем не менее, в практической работе подобные замечания требуется учесть для успешного прохождения экспертизы.

В работе будет показана практическая применимость существующих методов выполнения анализа неопределенности и чувствительности [6] для решаемой задачи оценки радиационных выбросов в окружающую среду при тяжелых авариях на АЭС-2006, а также выполнено ранжирование этих методов. Применимость существующих методик будет производиться на основе материалов по обоснованию безопасности проектов Ленинградской АЭС-2, АЭС «Пакш II», АЭС Эль-Дабаа, Тяньваньской АЭС-3,4. Будет предложен упрощенный подход к выполнению анализа неопределенности и чувствительности в целях оптимизации трудозатрат на его выполнение.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), 2015.
2. RB166 «Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций» (РБ-166-20), 30.07.2020
3. Детерминистический анализ безопасности АЭС. Руководство МАГАТЭ по анализу безопасности № SSG-2, МАГАТЭ, Вена, 2019.
4. Оценка безопасности установок и деятельности. Общие требования МАГАТЭ безопасности No.GSR Part 4 (Rev.1), МАГАТЭ, Вена, 2016.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

5. Аттестационный паспорт Программы для электронных вычислительных машин «СОКРАТ/ВЗ», регистрационный номер 521, выдан 09.07.2021, ФБУ «НТЦЯРБ».
6. Отчет «Выбор и адаптация методик по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций», НТЦЯРБ, 2019.

СИСТЕМА «АРГУС» ДЛЯ КОМПЛЕКСНОГО РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ, ВОЗНИКАЮЩИХ ПРИ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ НА АЭС С ВВЭР

И. А. Евдокимов, Е. Ю. Афанасьева, П. М. Калинин, А. Г. Хромов,
А. А. Сорокин, В. В. Атражев, Д. В. Дмитриев, Д. В. Ивонин, И. О. Горюшин,
А. Ю. Бурцев, С. П. Золотарев, С. В. Бабкин, Т. Ю. Квичанская
АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Москва, Троицк, Россия
эл. почта: evdokimov@triniti.ru

При эксплуатации АЭС к значительным финансовым потерям приводит разгерметизация твэлов. Персоналу АЭС приходится решать широкий спектр вопросов для снижения негативных последствий разгерметизации. Для снижения трудозатрат персонала, автоматизации мероприятий по контролю герметичности оболочек (КГО) твэлов и обращению с ТВС, которые содержат негерметичные твэлы, для АО «ТВЭЛ» разработано модульное программное обеспечение (ПО) «АРГУС». ПО «АРГУС» основано на новых методиках анализа эксплуатационных данных АЭС с ВВЭР. ПО включает 8 модулей, способных работать в комплексе как единая система. Возможно применение модулей как отдельных программ.

1) Модуль «ИНДИРА» предназначен для оперативного выявления разгерметизации твэлов во время топливных кампаний. Проверяется несколько признаков разгерметизации на основе активности радионуклидов йода и инертных радиоактивных газов в процессе работы реактора в стационарном и переходном режиме по мощности. Анализ проводится с применением статистических методов. Модуль поддерживает работу в онлайн-режиме.

2) Модуль «ЦЕЗАРЬ» предназначен для идентификации в реакторе ТВС с негерметичными твэлами на основе сравнения активности ^{134}Cs и ^{137}Cs во время спайк-эффектов с потвэльными расчетами накопления радионуклидов цезия в топливе с учетом фактической компоновки активной зоны и локальных вариаций нейтронного спектра.

3) Модуль «ИНГА» позволяет оценивать выгорание топлива и степень повреждения оболочки в негерметичных твэлах по активности инертных радиоактивных газов в стационарном режиме работы реактора (в том числе, при отсутствии спайк-эффектов).

4) Модуль «СЕЛЕНА» создан для оценки количества негерметичных твэлов, исходя из анализа повышений (всплесков) активности теплоносителя во время кампаний.

5) Модуль «ФРЕЯ» создан для выявления вымывания топливных частиц из негерметичных твэлов в теплоноситель на основе анализа средней скорости роста активности ^{134}I во время работы реактора в стационарном режиме по мощности.

6) Модуль «ОСИРИС» позволяет оценивать риски разрушения негерметичного твэла при извлечении из ремонтируемой ТВС ВВЭР-1000/1200. Риски оцениваются по нескольким признакам, включая анализ вероятности локального массивного гидрирования оболочки.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

7) Модуль «ФИНИСТ» предназначен для сравнительного анализа данных по отказам ТВС и выявления основных факторов, которые влияют на количество разгерметизаций твэлов.

8) Модуль «МОАНА» создан для сравнительного анализа данных по активности реперных радионуклидов в теплоносителе 1^{-го} контура разных энергоблоков ВВЭР. Проводимый анализ позволяет связать систематические отличия активности с условиями эксплуатации и параметрами обнаруженных ТВС с негерметичными твэлами.

Модули, входящие в ПО «АРГУС», валидированы на данных российских и зарубежных АЭС. Разработанные модули позволяют оценивать больше характеристик негерметичных твэлов и с меньшими неопределенностями по сравнению с типовыми методиками КГО. Созданное ПО обладает удобным графическим интерфейсом пользователя. ПО «АРГУС» может быть использовано поставщиком топлива и эксплуатирующими организациями для разработки мероприятий, направленных на повышение надежности ядерного топлива ВВЭР, а также как система поддержки принятия решений по обращению с ТВС, содержащими негерметичные твэлы.

КОД РТОП-СА: МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТВЭЛОВ И ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ПЕРВЫЙ КОНТУР ВВЭР ПРИ РАЗЛИЧНОЙ СТЕПЕНИ ПОВРЕЖДЕНИЯ ОБОЛОЧКИ

А. А. Сорокин, И. А. Евдокимов, Е. Ю. Афанасьева,

П. М. Калинин, Д. В. Ивонин

АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Москва, Троицк, Россия

эл. почта: sorokin@triniti.ru

Разгерметизация твэлов влияет на безопасность и эффективность работы АЭС. Образование сквозных дефектов в оболочках твэлов ведет к росту активности продуктов деления в первом контуре и ухудшению экономических показателей работы энергоблока. С целью более надежного контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов в мире разрабатывают расчетные средства для прогнозирования выхода продуктов деления в первый контур после разгерметизации твэлов. К этому классу расчетных средств относится код РТОП-СА. Код РТОП-СА предназначен для моделирования поведения негерметичных твэлов и активности радионуклидов в теплоносителе первого контура реакторов ВВЭР.

Основные особенности поведения негерметичного твэла связаны с присутствием теплоносителя под оболочкой. За счет этого разгерметизация ведет не только к выносу продуктов деления в первый контур, но и к изменению основных характеристик работы твэла (температура, содержание кислорода в топливных таблетках, параметры пористости и открытой поверхности топлива и др.). В коде РТОП-СА динамика выхода радионуклидов в первый контур описывается с учетом обратных связей между процессами, включая термомеханическое поведение негерметичного твэла, окисление и изменение теплофизических свойств топлива и оболочки, выход продуктов деления под оболочку, испарение и конденсацию теплоносителя внутри твэла, массоперенос под оболочкой и массообмен с первым контуром.

Исходная версия кода РТОП-СА позволяла моделировать последствия разгерметизации при одном сквозном дефекте в оболочке твэла. Код был валидирован на

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

обширном массиве данных мелкомасштабных экспериментов, экспериментов на реакторе МИР с искусственными дефектами в твэлах, на эксплуатационных данных по активности продуктов деления в теплоносителе первого контура на АЭС с ВВЭР, результатах послереакторных исследований негерметичных твэлов ВВЭР.

Разгерметизация твэлов ВВЭР может сопровождаться образованием вторичных дефектов в местах массивного гидрирования оболочки. Образование сквозных вторичных дефектов может приводить к значительному росту активности продуктов деления в первом контуре. При наличии в реакторе одного энергонапряженного твэла, в котором на ранних сроках эксплуатации образовался сквозной вторичный дефект, активность теплоносителя может приближаться к эксплуатационному пределу. При послереакторных исследованиях в ГНЦ НИИАР сквозные вторичные дефекты обнаружены в большинстве негерметичных твэлов ВВЭР.

В настоящее время в коде РТОП-СА развиваются модели для расчета выхода продуктов деления в первый контур, в том числе, при образовании сквозных вторичных дефектов в оболочке негерметичного твэла. В докладе представлено краткое описание разрабатываемых моделей и некоторых результаты их валидации.

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

Обоснование радиационной безопасности перспективных установок управляемого термоядерного синтеза (УТС), к которым относится токамак с реакторными технологиями (ТРТ) [1], является неотъемлемой частью этапов их проектирования и эксплуатации. При оценке радиационной безопасности термоядерной установки важную роль играют химические составы конструкционных материалов и содержание в них примесей. В настоящее время ведутся разработки и опытные исследования новых материалов – кандидатов в конструкционные материалы для установок УТС, в том числе и для ТРТ. Выбор этих материалов на этапе проектирования осуществляется с учетом следующих критериев безопасности:

- радиотоксичность и энерговыделение материалов, активированных, при работе термоядерной установки, должны быстро спадать;
- при любой аварийной ситуации в конструкционных материалах не должна достигаться температура плавления;
- объемы радиоактивных отходов должны быть минимизированы.

С учетом перечисленных критериев безопасности возникает необходимость выявлять в исходных составах конструкционных материалов нуклиды, дающие основной вклад в результирующие радиационные характеристики облученных материалов – активность и энерговыделение, с целью оптимизации этих составов. В этой связи в рамках

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

расширения возможностей кода нуклидной кинетики TRACT-F [2] разрабатывается модуль, позволяющий определять наиболее вероятные пути образования значимых радионуклидов за интересующие времена облучения и/или выдержки при импульсных режимах облучения конструкционных материалов установок УТС потоками высокоэнергетических нейтронов. Для поиска наиболее вероятных каналов ядерно-нейтронных реакций и радиоактивных распадов применяются методы теории графов [3]: поиски «в ширину» и «в глубину». При многоимпульсных режимах работы установки веса ребер, которые представляют собой каналы реакций и распадов, не постоянны – они меняются вместе с плотностью потока нейтронов, что несколько усложняет задачу поиска. На рисунке 1 в качестве примера представлен фрагмент ориентированного графа, где исходной вершиной является изотоп никеля (Ni-60), который присутствует во многих конструкционных сталях в качестве легирующего элемента и является важным с точки зрения радиационной безопасности в связи с образованием кобальта-60.

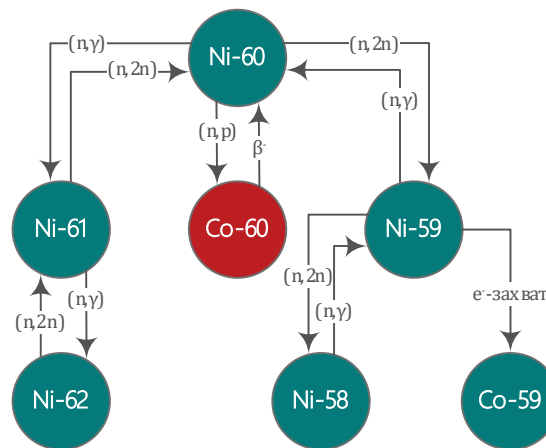


Рис. 1. Фрагмент графа ядерных превращений

Данная работа посвящена предварительным исследованиям наиболее вероятных путей образования значимых радионуклидов в конструкционных материалах, планируемых к использованию в установке ТРТ при многоимпульсных режимах работы.

ЛИТЕРАТУРА

1. Токамак с реакторными технологиями (TRT): концепция, миссии, основные особенности и ожидаемые характеристики / А. В. Красильников, С. В. Коновалов, Э. Н. Бондарчук [и др.] // Физика плазмы. – 2021. – Т. 47, № 11. – С. 970-985. – DOI 10.31857/S0367292121110196. – EDN BMIZER.
2. Д. В. Крючков, П. А. Кизуб, Ю. Е. Ванев [и др.] Программа для оценки радионуклидных составов и радиационных характеристик РАО установок УТС (TRACT-F). Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2024680561, 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.
3. 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.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

ОПЕРАТИВНАЯ ТРЕХМЕРНАЯ МОДЕЛЬ ВЛИЯНИЯ ТЕРМИЧЕСКОЙ НЕОДНОРОДНОСТИ ПОДСТИЛАЮЩЕЙ ПОВЕРХНОСТИ НА ДИФфуЗИЮ АВАРИЙНЫХ ВЫБРОСОВ В АТМОСФЕРЕ

Д. Ю. Гуляев

ФГБУ НПО «Тайфун», Обнинск, Россия

эл. почта: valeriy.148@yandex.ru

В составе систем поддержки принятия решений (СППР) для анализа аварийных ситуаций на радиационно опасных объектах должен присутствовать расчётный модуль, обеспечивающий оперативное моделирование процессов переноса и рассеяния аварийных выбросов. При этом необходим учет локальных особенностей атмосферной динамики, которые могут повлиять на распространение выброса – в том числе обусловленных термической неоднородностью подстилающей поверхности.

Цель работы – разработка оперативной модели переноса и рассеяния аварийных выбросов в атмосфере под влиянием термических течений воздуха, предназначенной для интеграции в СППР. Модель состоит из процедуры расчёта мезомасштабной динамики атмосферы [1] и расчёта диффузии по [2]. Модель успешно прошла ряд верификационных тестов. Зафиксированные характерные времена расчётов показали, что модель может быть использована в рамках оперативного моделирования.

ЛИТЕРАТУРА

1. R.A. Pielke. Mesoscale meteorological modeling. – Academic Press, 2013.
2. РД 52.18.717. Методика расчёта рассеяния загрязняющих веществ в атмосфере при аварийных выбросах. – Обнинск, 2009.

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ РАСЧЕТА И АНАЛИЗА ДАННЫХ ПЕРЕНОСА - НАКОПЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА Н-3 В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СИСТЕМАХ ВОДО-ВОДЯНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

П. П. Сурин, 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@fmbcfmba.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».

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

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).

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

В соответствии с НП-001-15, обоснование безопасности ОИАЭ и, в частности, обоснование радиационной безопасности АЭС с ВВЭР должно проводиться с использованием аттестованных программных средств (ПС). В настоящее время в РФ для реакторов ВВЭР отсутствуют аттестованные ПС, способные решать задачи по оценкам распределения трития в пространстве первого контура и вспомогательных систем энергоблока, а также его удаления за пределы защитной оболочки за счет выброса и сброса.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Расчетная методика, создававшаяся авторами для этих целей с 2019 г., была верифицирована с использованием данных лабораторного контроля АЭС и реализована в виде Программного средства для ЭВМ «ТРИАС-ВВЭР», которое было зарегистрировано в реестре ФИПС. 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.

ПС «ТРИАС-ВВЭР» обладает гибкостью расчетного алгоритма, что позволяет решать несколько групп задач, примеры результатов которых представлены ниже.

I. Описание поведения трития в системах первого контура. Результаты моделирования хорошо согласуются с данными лабораторного контроля активности трития на АЭС с ВВЭР-1000 для различных систем первого контура (более 3000 точек). Неопределённость расчётных значений для имеющихся серий экспериментальных значений для теплоносителя составляет от 21% до 43%.

II. Оценка поведения трития вне тритийсодержащего контура. Результаты расчетов показывают, что среднегодовой выброс трития за счет испарения среды брызгального бассейна АЭС с ВВЭР-1000 составит от 34,2 до 43,3 ТБк (с учетом непостоянства значения активности в течение цикла). Расчетные значения выброса разумно совпадают с экспериментальной оценкой, что служит дополнительным подтверждением корректности моделирования поведения трития в пространстве первого контура.

III. Оценка эффективности установок разделения изотопов для извлечения трития. Результаты расчетов показывают, что тритий рационально улавливать, выделять и концентрировать непосредственно в месте его образования, то есть в теплоносителе. При этом для снижения активности дистиллята СВО-3 менее 10^5 Бк/кг требуется успевать извлекать не менее 98% образующегося трития.

IV. Оценка поведения трития применительно к перспективным проектам ВВЭР. Уменьшение генерации и, следовательно, сброса трития произойдет в случае реализации топливных циклов без использования борной кислоты, например в рамках проекта ВВЭР-С. В этом случае активность трития в теплоносителе монотонно растет, отражая постепенное накопление трития в топливе и его пропорциональный выход в теплоноситель. При этом имеет место снижение общего уровня активности трития в первом контуре в несколько раз.

V. Оценка выхода трития за счет проницаемости топливных оболочек Для оболочки из циркониевого сплава выход трития в теплоноситель составляет около 1,2% от образованного в топливе количества, тогда как для сплава 42ХНМ – порядка 66%. Это приводит к увеличению сброса трития почти на порядок величины. Значения выходов находится в согласии с имеющимися данными о проницаемости различных сплавов.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

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

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.

Источником в моделируемом эксперименте являлась расположенная на расстоянии 5,3 см от экспериментальной сборки титан-трیتیевая пластина, бомбардируемая дейтронами и испускающая в результате реакции ${}^3\text{H}(\text{d},\text{n}){}^4\text{He}$ нейтроны со средней энергией 14,1 МэВ. В эксперименте измерялись скорости реакций и удельная активность трития.

В работе приведено описание эксперимента и конфигурации экспериментальной сборки [3], результаты эксперимента и расчетного моделирования, а также сравнение полученных результатов.

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. Berезnev V.P., Belousov V.I., Grushin N.A., Seleznev E.F., Sychugova E.P. New neutronic calculation codes based on discrete ordinates method using methods of finite differences and finite elements. Proc. of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17) Programme and Papers, (p. v). International Atomic Energy Agency (IAEA), 2017.
2. Kodeli I. A., Sartori E. SINBAD – Radiation shielding benchmark experiments. Annals of Nuclear Energy, 2021. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108254>.
3. Batistoni P. et al. Measurements and analysis of Tritium Production Rate (TPR) in Ceramic Breeder and of neutron flux by activation rates in Beryllium in TBM mock-up // FUS TEC MA-NE. – 2005.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

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

Одним из ключевых факторов, формирующих радиационное воздействие объектов использования атомной энергии на население и окружающую среду в условиях их нормальной эксплуатации, являются выбросы и сбросы радиоактивных веществ. Основным подходом к ограничению уровня этого воздействия, принятым как на международном уровне, так и в Российской Федерации, является установление нормативов допустимых выбросов и сбросов радиоактивных веществ вкупе с соответствующим регулирующим контролем за их соблюдением.

Разработку нормативов, в соответствии с Правилами разработки и установления нормативов допустимых выбросов и нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ, утвержденными Постановлением Правительства РФ от 02.02.2024 № 99 (далее – Правила выполняется с применением методик и (или) методов, утвержденных Ростехнадзором. В настоящее время это Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (утв. приказом Ростехнадзора от 07.11.2012 № 639, далее – Методика ПДВ-2012) и Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей (утв. приказом Ростехнадзора от 22.12.2016 № 551, далее –

Методика ДС-2016). Данные методики содержат описание основных критериев и подходов, которые должны использоваться при разработке нормативов, а более детальное описание методов расчета и необходимые справочные данные приведены в руководствах по безопасности РБ-106-21 и РБ-126-21.

В соответствии с Правилами, проекты нормативов допустимых выбросов и проекты нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ подлежат экспертизе в организации научно-технической поддержки Ростехнадзора, в рамках которой оценивается, в том числе соответствие разработанных нормативов требованиям Методики ПДВ-2012 и Методики ДС-2016. В рамках экспертизы в обязательном порядке выполняются проверочные расчеты с целью оценки корректности разработанных нормативов.

Поскольку расчет нормативов в соответствии с Методиками ПДВ-2012 и ДС-2016 представляет собой затратный по времени процесс ввиду необходимости проведения расчетов, содержащих большое количество переменных, с целью оптимизации трудозатрат на выполнение проверочных расчетов в ФБУ «НТЦ ЯРБ» разработан инструментарий, состоящий из двух программ для ЭВМ: «Калькулятор нормативов ПДВ РВ» (зарегистрирована свидетельством о государственной регистрации от 13.02.2024 № 2024611890) и «Калькулятор нормативов ДС РВ» (зарегистрирована свидетельством о

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

государственной регистрации от 23.01.2025 № 2025611822). Приложения, составляющие указанный расчетный инструментарий, являются детальными программными реализациями Методик ПДВ-2012 и ДС-2016, а также РБ-106-21 и РБ-126-21. Данный инструментарий активно применяется при проведении экспертизы проектов нормативов и позволяет выявлять проекты нормативов, в которых содержатся значения нормативов, разработанные с нарушением требований Методики ПДВ-2012 или Методики ДС-2016, использование которых могло бы нанести вред и окружающей среде.

РАСЧЕТ ДОПОЛНИТЕЛЬНОЙ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ПОМЕЩЕНИЙ КОМПЛЕКСА АМБ

С. В. Денисов, А. В. Щербаков

ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, Россия

эл. почта: mayak@po-mayak.ru

В помещениях комплекса по обращению с ОЯТ АМБ, зафиксированы повышенные уровни МАЭД от бетонных конструкций пола. С целью продолжения строительно-монтажных работ, а также для обеспечения санитарных норм при эксплуатации данных помещений, необходимо выполнить моделирование дополнительной биологической защиты для снижения МАЭД на поверхности пола до уровня, не превышающего 7,5 мкЗв/ч. В качестве материалов защиты принята комбинация бетона и свинца. Суммарное ограничение толщины дополнительной биологической защиты – 350 мм.

В программном пакете MCNP4B проведено моделирование помещений и поверхностных источников без дополнительной защиты.

По данным дозиметрических измерений, спектрометрического анализа без защиты и результатам модельных расчетов проведен расчет активности поверхностного слоя каждого помещения.

Для предварительной расчета МАЭД на поверхности пола проведено моделирование пола помещений и нескольких вариантов дополнительной биологической защиты в программном пакете MicroShield 9.05.

В виду ограничений, накладываемых реальной геометрией помещений, а также возможного возникновения тормозного излучения, защита смоделирована в несколько слоев. Выбран вариант последовательности слоев (в направлении от источника к детектору): бетон 100–200 мм (первый слой) – свинец 5–10 мм (второй слой) – бетон 90–95 мм (третий слой). Схематичное исполнение дополнительной биологической защиты приведено на рисунке 1.

Из результатов предварительного расчета следует, что при суммарной толщине защиты для различных помещений от 200 мм до 300 мм МАЭД на поверхности находится в пределах от 7,89 мкЗв/ч до 1,54 мкЗв/ч, соответственно.

Для более точной оценки значений МАЭД на поверхности пола проведено моделирование помещений при различных вариантах исполнения дополнительной биологической защиты в программном пакете MCNP. По результатам расчета, при выбранных вариантах толщины защиты от 200 мм до 300 мм, МАЭД на поверхности находится в пределах от 0,95 мкЗв/ч до 5,82 мкЗв/ч, что не превышает требуемый уровень 7,5 мкЗв/ч. Результаты основного расчета согласуются с результатами предварительного расчета со средним отклонением 30 %.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

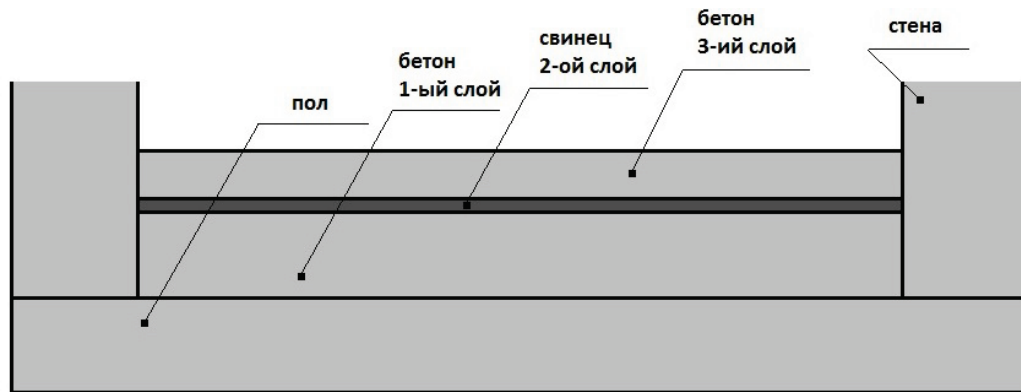


Рис. 1. – Схематичное исполнение дополнительной биологической защиты

ОТДЕЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ПРИМЕНИМОСТИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ФГУП «ПО «МАЯК»

С. В. Денисов

ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, Россия

эл. почта: mayak@po-mayak.ru

В целях обеспечения пределов и условий безопасной эксплуатации действующих на ФГУП «ПО «Маяк» на разных этапах жизненного цикла различных установок необходим контроль и обеспечение радиационной безопасности на действующем реакторном, химико-металлургическом, радиохимическом и изотопном производствах и его совершенствование. На сегодняшний день основным ПС для выполнения модельных расчетов в части радиационной безопасности является MCNP.

Считаем необходимым отметить следующие моменты при использовании специализированных ПС для решения задач РБ.

Постановка задачи заказчиком. Часто формулировка не соответствует желаемому результату, что существенно усложняет поиск исходных данных. По сути, задача моделирования по запросу представляет собой этап проектирования объекта.

Представление результатов. Для заказчика бывает достаточным получения одобрения заявленного дизайна проекта. При этом не уделяется должного внимания представлению результатов. Отсутствие описания физических принципов описания модели, граничных параметров и других, важных для моделирования параметров (набор констант, обоснование погрешностей и т.д.) не позволяет провести проверку правильности расчетов и существенно затрудняет прохождение экспертного контроля.

Решение задачи – это не представление рисунков и окончательного вердикта!

Оценка погрешности моделирования/проведения расчетов. Считаем необходимым разработку общего подхода к определению погрешности. В настоящее время каждый разработчик ПС предлагает свой математический подход к оценке погрешностей. Для отдельно взятой задачи такой подход имеет смысл, но для строго очерченного комплекса задач РБ считаем возможным выработать общий единый подход к определению погрешностей и/или анализу чувствительности модели хотя бы для типовых задач.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Снижение «отрицательного эффекта» пользователя ПС, который напрямую влияет на качество расчетных результатов с применением ПС. Основными причинами являются: неполнота и нестабильное качество инструкций по применению специализированных некоммерческих ПС, недостаточная квалификация пользователей/недостаточность обучения применению ПС, неполнота и недостоверность исходных данных для расчета, доступность верификационных отчетов по ПС.

Аттестация ПС. Считаем, что список разрешенных пользователей не является характеристикой программы и не должен присутствовать в аттестате соответствия. При расширении зоны аттестации процесс дополнения должен быть минимизирован во времени.

Программа/программное средство и модель. Считаем необходимым различать само ПС и модель, построенную с его использованием. При использовании универсальных продуктов существует множество вариантов описания одного объекта. При этом, вероятно, подлежит верификации сама используемая модель, которая может быть зарегистрирована в качестве РИД.

Использование иностранных ПС. Считаем, что иностранные ПС, зарекомендовавшие себя положительным многолетним применением в обосновании различного вида безопасности ОИАЭ, могут на исключительных основаниях применяться для обоснования РБ. Вопросы верификации и аттестации таких средств целиком лежат в области интересов пользователя такого ПС.

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

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 разрабатывается программный комплекс (ПК) КОРИДА [1]. Функциональные возможности первой версии ПК КОРИДА-v1 включали прогнозирование изменений радиационных характеристик отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и радиоактивных отходов (РАО), расчеты дозовых характеристик создаваемых ими радиационных полей.

В процессе развития ПК в него были интегрированы новые расчетные модули: для оперативных оценок радиационной обстановки около контейнеров РАО, оценок допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты, радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду [2], для исследований чувствительности и неопределенности при моделировании радиационных характеристик облученных материалов, ОЯТ и РАО [3,4]. Расширены возможности пре- и пост-процессинговых модулей, позволяющих оперативно формировать расчетные модели объектов, обрабатывать и визуализировать результаты расчетов. Существенные

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

преобразования претерпел пользовательский интерфейс в связи с переводом ПК на кроссплатформенную версию.

В докладе представлены описания текущего статуса ПК КОРИДА-v2: назначение, функциональные возможности, структура, особенности вновь интегрированных расчетных модулей. Приведены примеры использования ПК при решении ряда практических задач по оценке: радиационных характеристик активируемых материалов в реакторах типа ВВЭР, радиационной обстановки при демонтажных работах в процессе вывода из эксплуатации технологического оборудования, пункта временного хранения РАО и др.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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.
2. 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.
3. 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.
4. 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.

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

Расчетное моделирование служит основным инструментом построения долгосрочных прогнозов при оценке безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО). Как любые модели, расчетные модели ППЗРО являются упрощенным представлением реальных объектов. В связи с этим один из вопросов, который появляется при разработке расчетных моделей, состоит в том, какая степень детализации геометрии и углубления в происходящие процессы обеспечивает приемлемую точность получаемых результатов [1].

В докладе излагаются результаты исследования, в котором первоначальная расчетная модель имеет 3-мерную геометрию с высокой степенью детализации элементов

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

конструкции и упаковок с радиоактивными отходами (РАО). В модели задается изменение свойств материалов, вызванное происходящими физико-химическими процессами. Целью исследования является рассмотрение влияния различных вариантов упрощения модели на результаты расчетов.

Упрощение геометрии заключается в уменьшении степени детализации внутреннего наполнения упаковок РАО, в переходе к 2-мерной геометрии модели и к осреднению свойств по объемам элементов конструкции ППЗРО – рис.5.

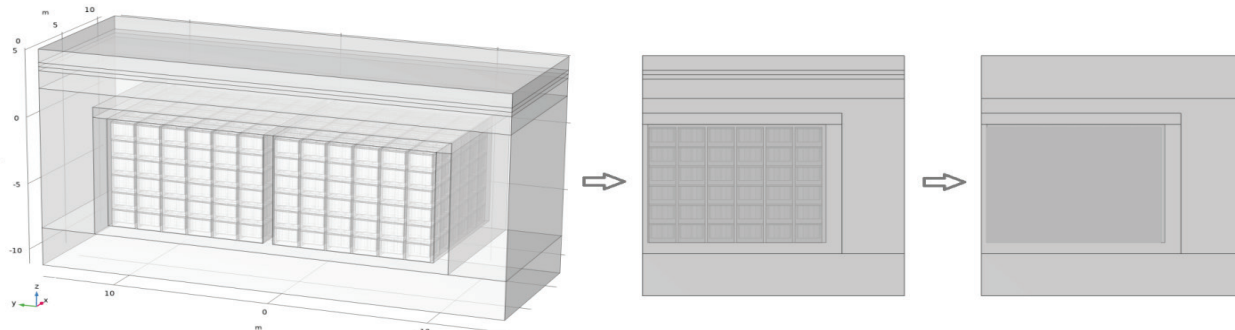


Рис. 5. Упрощение геометрии исследуемого объекта

Упрощение моделируемых процессов производится путем замены исходной модели деградации материалов на упрощенные аппроксимации, посредством которых задается изменение фильтрационно-миграционных свойств материалов в виде заранее заданных функций от времени или в виде скачкообразного перехода от исходного до конечного значений этих свойств [2].

Исследование проведено с помощью ПК COMSOL [3]. Делается сопоставление возможностей этого ПК с другими программами, используемыми для подобных работ.

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. 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.

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

В работе проведены расчёты эффективности биологической защиты циклотронного комплекса ПЭТ-центра на базе циклотрона 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), поставляемого в Россию. Вследствие значительной толщины бетонной биологической защиты бункера (стены и перекрытие до 200 см), прямое применение здесь статистических расчётных инструментов – известных программных кодов, основанных на методе Монте-Карло, для решения задачи глубокого проникновения излучения – неэффективно. Основу предлагаемых здесь авторами расчётных методик составляет гибридная схема, [1,2], объединяющая в себе прямой расчёт методом Монте-Карло генерации и переноса циклотронного излучения, и одновременное использование экспоненциальных функций ослабления с характеристиками типа «сечения выведения» и эффективной толщиной бетона, которая «ответственна» за корректность закона экспоненциального ослабления на соответствующей глубине защиты. Причём, соответствующие «сечение выведения» и эффективная толщина также определяются прямым расчётом Монте-Карло. Разработанная методика позволяет рассчитывать параметры переноса излучения для соответствующих толщин защиты без существенной потери точности, и при этом, – значительно сократить времена счёта.

В данной работе: 1) разработана модель мишенного устройства и конструкций радиационной защиты блока циклотрона, при этом получена характеризующая входящее в стены излучение угловая диаграмма выходящих из мишени нейтронов и протонов; 2) сформулированы модели и разработаны алгоритмы расчёта генерации в мишенном устройстве вторичных излучений (нейтроны, гамма-кванты); 3) рассчитаны соответствующие спектры утечки сгенерированных нейтронов и гамма-квантов с поверхностей мишенного устройства; 4) использованием разработанного гибридного метода, с привлечением расчётных кодов MCNP/MCNPX, решена задача транспорта сгенерированных нейтронов и гамма-квантов вблизи циклотрона, в конструкциях защитных ограждений, и вне их (в Лабиринте служебного каньона и смежных служебных помещениях); 5) по полученным характеристикам полей излучений – дифференциальным характеристикам (флюенсы и спектры) нейтронов и фотонов, рассчитаны нормируемые мощности доз (амбиентный эквивалент дозы по ICRP) облучения персонала в зале циклотрона, в каньоне, в смежных рабочих помещениях, за стенами ПЭТ-центра; 4) полученные авторами расчётные данные позволили обосновать предложенную проектировщиками схему конструкций биологической защиты бункера циклотрона Cyclone® 18/9 для конкретного ПЭТ-центра.

ЛИТЕРАТУРА

1. А.Н. Клёпов, Ю.А. Кураченко, Е.С. Матусевич, В.А. Левченко. Применение методов математического моделирования в ядерной медицине». Под ред. докт. физ.-мат. наук Е.С. Матусевича. Монография. – Обнинск: Из-во «СОЦИН». 2006. – 204 с.
2. Ю.А. Кураченко Ю.А. Реакторные пучки для лучевой терапии. Расчётные модели и вычислительные технологии. Palmarium Academic Publishing, OmniScriptum GmbH&Co. RG, Saarbrücken, Deutschland, 2013. – 372 p.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК КОНСТРУКЦИОННЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК РАСЧЕТНЫМ МЕТОДОМ НА ЭТАПЕ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ С ПРИМЕНЕНИЕМ УНИВЕРСАЛЬНОГО ИНЖЕНЕРНОГО ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ПОВЫШЕННОЙ ТОЧНОСТИ «MNT-CUDA»

С. С. Селькин, И. Е. Иванов, И. П. Аряпов, Д. А. Шаров

АО «ВНИИАЭС», г. Москва, Россия

эл. почта: SSSelkin@vniiaes.ru

Основной объем средне- и высокоактивных РАО при выводе из эксплуатации реакторных установок формируют активированные в нейтронных полях конструкционные элементы реакторных установок. Для корректной организации работ по демонтажу, фрагментации активированных конструкций и кондиционированию образующихся при этом РАО требуется детальная информация об их радиационных характеристиках. С целью прогнозирования объемов образования активированных САО и ВАО на этапе вывода из эксплуатации и их радиационных характеристик выполняются расчетные исследования изотопного состава и удельных активностей конструкционных элементов реакторных установок. При этом в настоящее время отсутствуют универсальные аттестованные программы для ЭВМ, позволяющие проводить расчет изотопного состава и удельных активностей радионуклидов в активированных конструкционных элементах для различных типов РУ.

В АО «ВНИИАЭС» разрабатывается универсальный инженерный программный комплекс (ПК) повышенной точности «MNT-CUDA», позволяющий в том числе выполнять расчеты переноса нейтронов и нуклидной кинетики для характеристики активированных элементов РУ с применением параллельных вычислений на современных графических процессорах.

В докладе представлены результаты расчетного определения изотопного состава и удельных активностей радионуклидов в активированных элементах корпуса реакторной установки ВВЭР-440 при примере энергоблока № 3 Нововоронежской АЭС с кросс-верификацией с прецизионными расчетами и валидацией с помощью экспериментальных данных.

Моделирование переноса нейтронов, определение распределения плотности потока нейтронов и удельной активности активируемых радионуклидов по элементам реакторной установки проводились методом Монте-Карло с применением ПК «MNT-CUDA» и прецизионного ПК «Serpent». В целях валидации полученные расчетные значения удельной активности радионуклидов сопоставлены с результатами лабораторных исследований проб корпуса РУ ВВЭР-440.

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

Разработана технология иммобилизации для облученного уран-графитового топлива (УГТ) импульсно-графитового реактора (ИГР) в г. Курчатов, Республика Казахстан. Облученное УГТ ИГР, имеет степень обогащения до 90 %, что классифицируется как высокообогащенный уран (ВОУ). Основным требованием программы RRRFR (Return of Research Reactor Spent Fuel to the Country of Origin) является снижение обогащения топлива до <20масс.% по ^{235}U . Это может быть достигнуто химическими или физическими способами путем добавления обедненного урана или урана природного обогащения. В рамках проекта необходимо предварительно перевести ВОУ в низкообогащенный уран (НОУ), с содержанием изотопа ^{235}U менее 20 %. В качестве перспективного метода такой переработки предлагается технология сухого смешивания ВОУ с природным ураном. Этот процесс обеспечивает надежное снижение обогащения и формирует смесь, соответствующую требованиям к материалам для долгосрочного хранения и захоронения. В процессе сухого смешивания мелкодисперсные частицы природного урана и ВОУ, доведенные до заданных концентраций и имеющие схожие размеры, становятся практически неразделимыми. Дополнительное цементирование окончательно исключает возможность их последующего разделения.

Технологическая схема разбавления ВОУ топлива: в первую очередь уран-графитовые блоки подвергаются предварительному дроблению и измельчению. Для этого рекомендуется использование щековой дробилки среднего измельчения, обеспечивающей размер фракций от 25 до 5 мм. Одновременное измельчение и смешивание с природным ураном осуществляется 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 и их последующая транспортировка в специализированные хранилища.

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 и упаковки - материал сохраняет радиоактивность, а возникающие мелкодисперсные фракции распыляются в пределах установки, формируя локальную радиоактивную среду.

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.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

УЧЕТ ПОВРЕЖДЕНИЙ, ПОЛУЧЕННЫХ ПРИ МЕХАНИЧЕСКИХ ВОЗДЕЙСТВИЯХ В АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЯХ ПЕРЕВОЗОК, В РАСЧЕТАХ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И В РАСЧЕТЕ ТЕПЛОВОГО СОСТОЯНИЯ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ОЯТ

М.-Е. Буду, С. В. Комаров, И. В. Гусаков-Станюкович

АО «Техснабэкспорт», Москва, Россия

эл. почта: Budu.M.E@tenex.ru

В рамках проекта «Разработка и реферирование систем длительного хранения ОЯТ/ВАО для зарубежных АЭС», являющегося частью решения Сбалансированный ЯТЦ, которое предполагает переработку ОЯТ АЭС с фракционированием полученных от переработки РАО, для оптимизации экономических показателей системы контейнерного обращения с ОЯТ, в 2024 году разработан технический проект упаковочного комплекта хранения повышенной вместимости (УКХ ПВ) для хранения и транспортирования 30 ОТВС ВВЭР-1000/1200/1300, с возможностью его модификации для хранения, транспортирования и в перспективе - захоронения (в среднелугбинном пункте захоронения) пеналов с $\sim 5,4 \text{ м}^3$ отвержденной фракции РАО (Cs-Sr) от переработки ОЯТ. При выполнении расчетов в рамках технического проекта УКХ ПВ для ОТВС был использован ряд инновационных подходов, приводящих к совершенствованию практик обоснования безопасности ТУК/УКХ:

- рассмотрены режимы хранения ОТВС в УКХ ПВ в нормальных условиях эксплуатации и при нарушениях нормальной эксплуатации;
- расчет прочности в аварийных условиях эксплуатации [1] учитывает накопительные повреждения вследствие последовательности нагрузок, полученных при серии падений с 0,3 м, с 9 м, и с 1 м на штырь согласно требованиям НП-053-16 по наихудшим сценариям для целостности УКХ ПВ и радиоактивного содержимого;
- разработана трехмерная модель ОТВС с учетом изменений параметров материалов ОТВС после 60 лет хранения в УКХ ПВ, которая была использована при дополнительных расчетах двух наихудших сценариев падений, приводящих к максимальным повреждениям радиоактивного содержимого, также с учетом накопительных нагрузок;
- определены повреждения отдельных элементов, влияющие на теплоперенос от ОТВС в окружающую среду, ядерную и радиационную безопасность, которые были учтены при выполнении соответствующих расчетов [2], [3], [4];
- определено минимальное выгорание ОТВС с максимальным обогащением по урану-235 для учета в расчете ядерной безопасности [3] при условии инструментального подтверждения выгорания ОТВС во время их загрузки в УКХ ПВ, предусмотренного в транспортно-технологической схеме обращения с УКХ ПВ в пунктах контейнерного хранения ОЯТ.
- В результате выполненных расчетов было подтверждено следующее:
- безопасность УКХ ПВ во всех рассмотренных эксплуатационных режимах и при нарушениях нормальной эксплуатации, с выполнением всех критериев и пределов нормативной документации по ядерной и радиационной безопасности;
- отсутствие сквозных разрушений оболочек твэлов в аварийных условиях перевозки, не превышение температурных пределов на оболочке твэла; высыпание топливного материала из твэлов во внутреннюю полость УКХ ПВ исключено;

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

- конструкция УКХ ПВ соблюдает технико-экономические параметры, изложенные в техническом задании, и позволяет реализовать все запланированные режимы эксплуатации, оптимизацию затрат при долговременном хранении ОТВС на ед., а также возможность обращения с отвержденной фракцией РАО.

В будущее рассматривается возможность применения элементов конструкции УКХ ПВ при обращении с ОЯТ АСММ для значительной оптимизации затрат на завершающей стадии ЯТЦ при любой политике стран, строящих такие станции.

ЛИТЕРАТУРА

1. Упаковочный комплект хранения повышенной вместимости. Расчет на динамические воздействия высокой интенсивности. ЮТАЯ.504321.002PP2, АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, 2025.
2. Упаковочный комплект хранения повышенной вместимости. Расчет температурного состояния. ЮТАЯ.504321.002PP5, АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, 2025.
3. Упаковочный комплект хранения повышенной вместимости. Расчет физический. ЮТАЯ.504321.002PP5, АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, 2025.
4. Упаковочный комплект хранения повышенной вместимости. Расчет радиационной безопасности. ЮТАЯ.504321.002PP5, АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, 2025.

РАСЧЁТ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ИЗЛУЧЕНИЯ НА ПОВЕРХНОСТИ КОНТЕЙНЕРА ТУК-1410 ПРИ ПОМОЩИ РАЗРАБОТАННОЙ ПРОГРАММЫ B80GR В РАМКАХ ПАКЕТА ПРОГРАММ САПФИР

А. А. Гусев, Л. В. Клименко

НИИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

эл. почта: tirslark@mail.ru

В отделе анализа ядерной безопасности объектов использования атомной энергии (ОАЯБ ОИАЭ) ведутся работы по разработке нового комплекса программ для решения вопросов безопасности при обращении с топливом на АЭС.

В целях создания инструмента комплексного анализа безопасности в рамках пакета программ САПФИР [1] была создана программа B80GR по расчёту прохождения гамма-излучения через вещество.

B80GR – групповая программа, основанная на методе Монте-Карло. Программа настроена работать с любым выбранным количеством энергетических групп. Библиотеки сечений для выбранного количества групп подготавливаются отдельно в формате ТЕМБР при помощи процессинговой программы GRUCON [2] на основе библиотек оценённых ядерных данных. В разработанной программе реализовано несколько вариантов регистрации частиц:

регистрация токов и потоков излучения, проходящих через поверхность сферы, которая окружает источник излучения;

регистрация токов и потоков излучения, проходящих через поверхность цилиндра, который окружает источник излучения, с возможностью произвольного разбиения данного цилиндра по высоте;

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

регистрация токов излучения, проходящих через поверхность сферы, которая находится в стороне от источника излучения, имитируя тем самым точечный детектор;

регистрация потоков излучения в зонах, заданных при помощи цилиндров и горизонтальных плоскостей;

регистрация частиц в зонах построенной модели, с определением типа взаимодействия.

Также реализовано два варианта задания источника излучения: точечный источник излучения с заданной энергией излучения; объёмный источник излучения с заданным спектром излучения.

Расчёт эффективной дозы излучения осуществляется при помощи рассчитанных в ходе работы программы потоков излучения и дозовых коэффициентов. Дозовые коэффициенты взяты из норм радиационной безопасности НРБ-99/2009 [3].

В качестве демонстрации возможностей разработанной программы был проведён расчёт эффективной дозы излучения на поверхности контейнера ТУК-1410 с разбиением по высоте. В качестве источника излучения использовался изотоп ^{60}Co , который является основным источником активационного излучения в конструкционных материалах ОТВС. Для сравнения и анализа полученных результатов, аналогичные расчёты были также проведены при помощи программы MCNP [4]. Используемые для расчётов библиотеки в форматах ACE и TEMБР подготовлены при помощи процессинговой программы GRUCON на основе библиотеки оценённых ядерных данных ENDF/B-VII.1.

ЛИТЕРАТУРА

1. Тебин В.В., Борисенков А.Э. Комплекс программ САПФИР-2006 для расчета полномасштабных активных зон реакторов ВВЭР методом Монте-Карло. Вестник СГТУ. – 2006. - № 4 (20) вып. 5.
2. Sinitsa V.V., Rineiskiy A.A. GRUCON - A Package of Applied Computer Programs. Report INDC(СССР)-344 – Vienna:IAEA, 1993.
3. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009» – 2009. -С.
4. Briesmeister J.F. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, Los Alamos National Laboratory report LA-13709-M, 2000.

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 серьёзную проблему при выводе реакторов из эксплуатации. Этот материал содержит широкий спектр радионуклидов, образующихся в результате активации и деления ядерного топлива. С точки зрения

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

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.

Распределение Am по равновесным фазам при нагревании радиоактивного графита в воздухе представлено на рис. 1. Основные реакции и соответствующие им константы равновесия показаны в таблице 1.

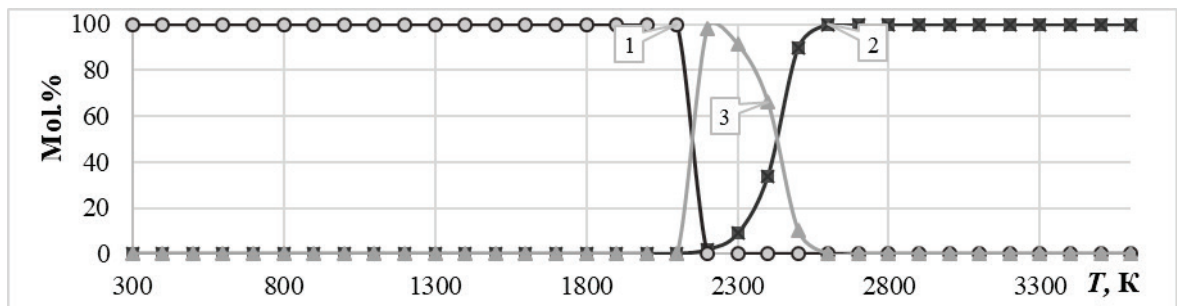


Рис. 1. Распределение америция по равновесным фазам при нагревании радиоактивного графита в воздухе: 1 – $AmO_{2(к)}$; 2 – Am ; 3 – $Am_2O_{3(к)}$

Табл. 1. Основные реакции и соответствующие им константы равновесия

№	Реакция	$\Delta T, K$	A	B	ΔA	ΔB
1.	$4AmO_{2(к)} = Am_2O_{3(к)} + O_2$	1900-2100	5099,3355	-10800564,27	0	0
2.	$2Am_2O_{3(к)} = 4Am + 3O_2$	2200-2600	96,1821	-507751,16	4,3725	10439,3759

С помощью программного комплекса ТЕРРА проведено термодинамическое моделирование поведения радионуклида Am при нагреве реакторного графита в атмосфере воздуха. Полученные результаты позволяют оценить потенциальную эмиссию радионуклидов в окружающую среду при аварийных ситуациях и оптимизировать процессы переработки радиоактивного графита.

ЛИТЕРАТУРА

1. База данных МАГАТЭ по ядерным энергетическим реакторам. Электронный ресурс: <https://pris.iaea.org/pris/> / (дата обращения 05.05.2025)

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

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

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. На примере участка Енисейский демонстрируется интеграция данных поинтервальных опытно-фильтрационных работ (ОФР) с использованием подхода DFN (Discrete Fracture Network).

Фильтрационные свойства массива архейских гнейсов определены на основе гидрогеологической базы данных, включающей результаты поинтервальных ОФР (шаг 50 м) в глубоких скважинах. Экспериментальная установка ИБРАЭ РАН для скважинных нагнетаний и мониторинга [1] позволила идентифицировать проводящие трещины и оценить их проводимость. Например, при откачках из изолированных интервалов зафиксированы межинтервальные перетоки через прискважинные трещины с удельной проводимостью 0.003–0.34 м²/сут, что подтвердило необходимость учета иерархии трещиноватости (региональной и техногенной). Обработка данных ОФР выполнена с применением аналитического решения Менча [2], адаптированного для низкопроницаемых массивов.

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 предоставляет альтернативу 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 критично для долгосрочных прогнозов безопасности хранилищ ВАО.

ЛИТЕРАТУРА

1. Озерский Д.А., Тесля В.Г., Мониторинг трещинных вод на участке строительства подземной исследовательской лаборатории в Красноярском крае // Журнал

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

Сибирского федерального университета. Техника и технологии. №17 (8), 2024. с. 1007-1018.

2. 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.
3. Painter S, Cvetkovic V. Upscaling discrete fracture network simulations: An alternative to continuum transport models. Water Resources Research. 2005 Feb;41(2).
4. Капырин И.В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ. // Радиоактивные отходы, 2022, №2 (19), с.105-115.

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*

С целью эффективного использования ядерного топлива в перспективных и эксплуатируемых реакторных установках осуществляется внедрение тепловыделяющих сборок с повышенным начальным обогащением топлива по ^{235}U и увеличенной проектной глубиной выгорания, а также с использованием в составе ядерного топлива регенерированных ядерных материалов. Использование новых типов топлива влияет на радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива (далее – ОЯТ), что обуславливает необходимость выполнения дополнительного обоснования безопасности обращения с ОЯТ на объектах использования атомной энергии.

Обоснование безопасности обращения с ОЯТ проводится, как правило, расчетным путем. В частности, проводятся расчеты радиационных и теплофизических характеристик, которые используются в качестве исходных данных при выполнении расчетных оценок обеспечения ядерной и радиационной безопасности и температурных режимов.

Кроме этого, при обосновании безопасности помимо расчетных оценок проводятся испытания, в том числе, транспортных упаковочных комплектов, предназначенных для хранения и транспортирования ОЯТ. В целом, данные испытания имитируют различные механические и тепловые воздействия, характерные для различных условий хранения и транспортирования. В ФБУ «НТЦ ЯРБ» накоплен значительный опыт методического сопровождения проведения испытаний от стадии их подготовки до стадии подтверждения соответствия транспортного упаковочного комплекта требованиям по безопасности.

В докладе представлен опыт ФБУ «НТЦ ЯРБ» проведения расчетных оценок параметров отработавшего ядерного топлива и разработки рекомендаций по радиационным и теплофизическим характеристикам ОЯТ, а также методического сопровождения испытаний транспортных упаковочных комплектов.

Ключевые слова: отработавшее ядерное топливо, транспортный упаковочный комплект, радиационная безопасность.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

РАСЧЕТ ПАРАМЕТРОВ СТАПЕЛЯ ФИЗИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ (СТАФК)

М. Ю. Сметанин, С. В. Денисов

ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, Россия

эл. почта: mayak@po-mayak.ru

Согласно действующей нормативной документации реакторного производства необходима проверка правильности комплектования стержней СУЗ перед постановкой в реактор. Для этого используется СТАФК.

Проведена предварительная расчетная оценка возможности проведения физического контроля принадлежности типа стержня СУЗ указанному в паспорте завода-изготовителя,

а также однородности загрузки по верхней и нижней частям стержня СУЗ на СТАФК.

На основании имеющейся информации была разработана трехмерная модель на языке геометрического модуля программы MCNP одной секции стапеля, позволяющая качественно воспроизвести высотные распределения скорости счета детектора СНМ-18 при измерении регламентной загрузки части стержня СУЗ и в случаях ошибочной установки поглотителя (рис. 1). Рассчитанные зависимости показывают, что система слабо диагностирует ошибочную загрузку части стержня СУЗ и алюминиевого имитатора на краях стержня.

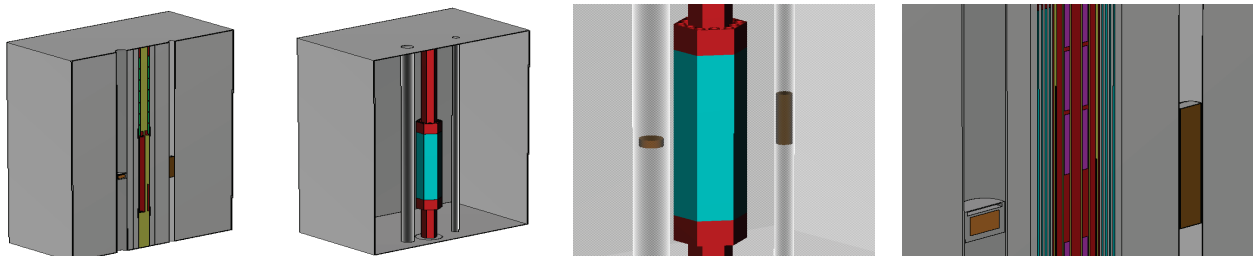


Рис. 1. Элементы расчетных областей

Для повышения чувствительности СТАФК для выбора гелиевого счетчика необходимо рассчитать абсолютное значение ППТН.

Рассчитаны значения абсолютной плотности потока тепловых нейтронов для различных положений источника нейтронов ИБН-27 (выход $5 \pm 1,25 \cdot 10^7 \text{ с}^{-1}$). Для различных положений источника нейтронов абсолютное значение ППТН составляет от (432 ± 108) до $(7121 \pm 1780) \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, что объясняется зависимостью коэффициента умножения нейтронов от положения источника нейтронов.

Для окончательного определения чувствительности СТАФК необходимо экспериментальное определение высотных распределений скорости счета системы контроля для штатной загрузки части стержня СУЗ и при наличии ошибок в этой загрузке. На основании полученных экспериментальных высотных распределений скорости счета могут быть откорректированы расчетные модели, которые позволят рассчитывать высотные распределения для любых типов стержней СУЗ и ЦС в РК.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ПОЛЕЙ И РАСЧЕТ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ УСКОРИТЕЛЯ ЭЛЕКТРОНОВ МТ-25 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО ПАКЕТА FLUKA

Е. А. Болатказыев^{1,2}, С. А. Алексеев¹, П. А. Комаров¹

¹Лаборатория ядерных реакций им. Г. Н. Флерова, Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Россия

²Евразийский национальный университет им. Л. Н. Гумилева, Астана, Казахстан
эл. почта: bea@jinr.ru

Эксплуатация циклического ускорителя электронов МТ-25 в современных физических экспериментах требует работы на предельных параметрах — энергии электронов до 23 МэВ и интенсивности пучка 20 мкА [1]. Это сопровождается повышением уровней ионизирующего излучения, что ставит вопросы радиационной безопасности в число приоритетных задач. В данной работе выполнена переоценка эффективности существующей системы биологической защиты ускорителя, направленная на выявление потенциальных уязвимых зон и обеспечение безопасных условий эксплуатации [2].

Для расчетов полей ионизирующего излучения, формируемых при работе ускорителя, применён метод Монте-Карло, реализованный в специализированном программном пакете FLUKA [3]. Этот инструмент позволяет моделировать взаимодействие частиц с веществом и использовать полученные данные для анализа и оптимизации защитных конструкций. Расчёты проводились с использованием вычислительных ресурсов гетерогенной платформы «HybriLIT» ЛИТ ОИЯИ [4]. Применение суперкомпьютерной платформы было обусловлено сложной и протяжённой геометрией ускорителя и окружающей инфраструктуры, что требовало значительных вычислительных мощностей для точного описания пространственного распределения излучения.

В ходе работы была выполнена сравнительная оценка расчетных данных и результатов экспериментальных измерений уровней радиации за пределами биологической защиты. В результате анализа были выявлены слабые места в существующей системе радиационной защиты и предложены конкретные меры по её совершенствованию.

ЛИТЕРАТУРА

1. A. G. Belov, G. V. Buklanov, Yu. S. Korotkin, Yu. Ts. Oganessian, G. Ja. Starodub, V. E. Zhuchko. Microtron MT-25 and its areas of use // Workshop on application of microtrons in nuclear physics. – 1993. – p. 20.
2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ - 99/2010). Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10. Москва: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, – 11 авг. 2010 г. – с. 17.
3. A. Ferrari, P.R. Sala, A. Fasso', and J. Ranft. FLUKA: a multi-particle transport code // CERN-2005-10, INFN/TC\05/11, SLAC-R-773. – 2005.
4. Официальный сайт Гетерогенной платформы «HybriLIT» [электронный ресурс] / Лаборатория информационных технологий, ОИЯИ – Дубна, 2019. – Режим доступа: <http://hlit.jinr.ru/>

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

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

Для инженерных расчетов мощности дозы (МД) в задачах с радионуклидным источником гамма-излучения и защитным материалом в ИБРАЭ РАН разрабатывается программа БОДИ (Быстрая Оценка Дозы Излучения).

В структуре программы два расчетных модуля и база данных с пространственными распределениями (полями) МД от типовых источников, полученными с использованием прецизионной программы TDMCC [1].

Первый модуль осуществляет выборку из базы данных значений МД около типовых контейнеров для обращения с РАО (НЗК, КМЗ и др. [2]) с учетом их реальной геометрии и матрицы РАО. Модуль позволяет оперативно оценивать значения МД не только от одиночного контейнера, но и от нескольких однотипных контейнеров.

Второй модуль осуществляет выборку из базы данных значений МД и факторов накопления, полученных для простейших конфигураций системы «источник-защита»: поверхностные или объемные источники с плоскими или цилиндрическими защитными слоями. С использованием этого модуля можно исследовать закономерности распределений МД вблизи границ раздела сред источника, защиты и воздуха. Кроме того, в любой точке системы «источник-защита», параметры которой занесены в базу данных, могут быть получены значения факторов накопления для их дальнейшего использования в других инженерных программах (MicroShield [3], БРИЗ [4]), вычисляющих нерассеянную компоненту МД в задачах с простейшей геометрией.

Программа БОДИ интегрирована в программный комплекс КОРИДА [5], в котором реализована возможность оперативного расчета нерассеянной компоненты МД с использованием программы TDMCC.

В докладе приведены результаты расчетов тестовых задач с оценкой погрешностей приближений, используемых в программе БОДИ, на основе сравнения с результатами расчетов по прецизионной программе.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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.
2. Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Кизуб П.А., Сошников В.М., Катаев Е.В. Результаты расчетов пространственных распределений мощности дозы гамма-излучения около типовых контейнеров с радиоактивными отходами. Препринт / Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № IBRAE-2022-) – М.: ИБРАЭ РАН, 2022. – 34 с.
3. Microshield // GroveSoftware URL: <https://radiationsoftware.com/microshield> (дата обращения: 07.05.2025).
4. Бакин Р.И., Званцев А.А., Илупин С.И. и др. Программный комплекс оперативного расчета доз фотонного излучения за защитой от источников различной

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

геометрической формы. Известия Российской науки. Энергетика. Наука, 2013, №5, сс. 129-135.

5. А. А. Аракелян, А. И. Блохин, П. А. Блохин 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.

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

Внутреннее облучение ККМ обусловлено попаданием остеотропных радионуклидов в организм человека. Одними из наиболее опасных радионуклидов являются техногенные $^{89,90}\text{Sr}$, которые попадают в окружающую среду в результате радиационных инцидентов. Эти радионуклиды присутствовали в составе радиоактивных сбросов в реку Теча и являются основным источником облучения ККМ для жителей прибрежных территорий. Для оценки доз от остеотропных радионуклидов используют вычислительные фантомы, имитирующие геометрию костной ткани, внутри которых имитируется перенос излучений. Результатом дозиметрического моделирования являются коэффициенты перехода (DF) от активности инкорпорированного радионуклида к мощности дозы облучения ККМ. Современные вычислительные фантомы основаны на посмертных КТ и микро-КТ изображениях костей скелета. В УНПЦ РМ был разработан альтернативный метод стохастического дозиметрического моделирования костных структур (SPSD-моделирование). В рамках данной методики, параметры вычислительных фантомов базируются на опубликованных результатах измерений костей. Использование многочисленных литературных источников позволяет обойтись без использования аутопсийного материала, а также оценить неопределенности DF, связанные с индивидуальной изменчивостью костей. Когорта облученных на реке Теча людей включает в себя лиц различного возраста, в том числе и облученных внутриутробно, поэтому важно оценить дозы в ККМ для плода на разных сроках беременности.

Цель работы: разработать вычислительные фантомы для дозиметрии ККМ от инкорпорированных $^{89,90}\text{Sr}$ в скелете плода на 24-й неделе беременности.

В рамках СПSD-подхода моделировались только участки скелета с активным гемопоэзом, которые были определены на основе опубликованных данных о распределении ККМ внутри скелета. Моделируемые участки скелета были разделены на меньшие части – сегменты, которые описывались простыми геометрическими формами. В качестве параметров модели принимались характеристики костной микроархитектуры, толщина кортикального слоя, линейные размеры костей, а также химический состав и плотности ККМ и костной ткани. Помимо средних значений параметров, оценивалась их индивидуальная вариабельность. На основе этих параметров для каждого сегмента в программе Trabecula был сгенерирован воксельный фантом, который внутри заполнен спонгиозой, включающей трабекулярную кость и ККМ. Снаружи фантом покрыт плотным

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

слоем кортикальной кости. Имитация переноса излучений проводилась с использованием метода Монте-Карло, в программе MCNP 6.2.

Был разработан фантом скелета плода на 24 неделе беременности. Фантом состоит из 34 сегментов. Представленный фантом будет использован для оценки доз на ККМ от инкорпорированных $^{89,90}\text{Sr}$, в рамках усовершенствования дозиметрической системы реки Теча.

ГИДРОГЕОЛОГИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ GERa ДЛЯ ЗАДАЧ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Д. В. Ануприенко, И. В. Капырин

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: anuprienko@ibrae.ac.ru

Гидрогеологическое моделирование – важный элемент оценки безопасности объектов атомной энергии (ОИАЭ), потенциально воздействующих на окружающую среду и, в частности, на подземные воды. Такое моделирование широко используется для обоснования безопасности пунктов захоронения и хранения радиоактивных отходов, а также для объектов ядерного наследия. В настоящее время в России накоплен существенный опыт гидрогеологического моделирования в подобных задачах. Примерами объектов, для которых построены сложные детальные модели, являются пункты глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов «Железногорский», «Дмитровградский», «Северский», а также ПГЗРО на участке Енисейский.

Среди характерных особенностей гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ можно выделить следующие:

- Большие сроки прогнозирования, достигающие до миллионов лет;
- Широкий спектр физических процессов, происходящих как в геологической среде, так и в инженерных барьерах безопасности (ИББ);
- Необходимость применения численных методов, дающих адекватные результаты на относительно грубых сетках и при больших размерах шагов по времени;
- Необходимость оценки неопределенностей результатов расчета.

Разрабатываемый в ИБРАЭ РАН и ИВМ РАН с 2012 года программный комплекс GeRa предоставляет пользователям возможности интегрального гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ, начиная с построения геологической модели и заканчивая оценками доз в точках водопользования (совместно с комплексом ЭКОРАД) и анализом неопределенностей моделей (совместно с комплексом MOUSE). С самого начала разработки ПК GeRa ориентировался на мировые тенденции в области вычислительных технологий, такие как использование неструктурированных локально сгущаемых сеток и массивно-параллельные расчеты. В GeRa доступен широкий набор моделей подземной фильтрации, массопереноса, теплопереноса, химических взаимодействий. Имеются возможности учета динамики изменения свойств инженерных барьеров безопасности, что важно при моделировании ближней зоны объектов. Среди последних нововведений стоит отметить возможности учитывать трещиноватость среды [1] и поверхностный сток [2], а также растворение и осаждение минеральных фаз,

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

составляющих породу [3]. Дальнейшее развитие GeRa ориентировано на удовлетворение потребностей моделирования в части мультифизических расчетов, повышение робастности и эффективности численных алгоритмов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Григорьев, Ф. В. Моделирование течения жидкости в трещиновато-пористой среде на основе модели дискретных сетей трещин и матрицы / Ф. В. Григорьев // Математическое моделирование. – 2024. – Т. 36, № 2. – С. 113-128.
2. Novikov K., Kapyrin I. Coupled Surface–Subsurface Flow Modelling Using the GeRa Software // Lobachevskii Journal of Mathematics. – 2020. – Vol. 41. – No. 4. – Pp. 538-551.
3. Капырин И.В. Модель геомиграции с учетом процессов растворения-осаждения и их влияния на фильтрационные и миграционные свойства пород. Журнал "Вопросы атомной науки и техники", серия "Математическое моделирование физических процессов", 2024. Вып. 4. С 59-72.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕРХНОСТНЫХ И ПОДЗЕМНЫХ ВОД В КОДЕ GERA

К. А. Новиков

Институт вычислительной математики им. Г.И. Марчука РАН, Москва, Россия

эл. почта: konst.novikov@gmail.com

В докладе рассмотрена комплексная сопряженная модель подземной фильтрации, поверхностного стока и переноса примеси в поверхностных и подземных водах, реализованная в коде GeRa [1]. Модель основана на уравнении Ричардса для описания динамики подземных вод, аппроксимации диффузионной волны для уравнений мелкой воды для поверхностных вод и уравнений конвекции-диффузии для моделирования динамики примеси. Для моделирования потока воды между поверхностью и подземным слоем используется обмен первого порядка (first-order exchange), при котором величина потока пропорциональна разнице давлений воды в данных областях.

Доклад состоит из двух частей. Первая часть посвящена верификации модели. Результаты моделирования при помощи кода GeRa сравниваются с экспериментальными данными, а также результатами других программных кодов для моделирования поверхностных и подземных вод. Вторая часть посвящена практическим аспектам численной реализации модели, связанным со сходимостью методов решения нелинейных задач, возникающих при решении уравнений модели.

ЛИТЕРАТУРА

1. Капырин И.В., Иванов В.А., Копытов Г.В., Уткин С.С. Интегральный код GeRa для обоснования безопасности захоронения РАО // Горный журнал – 2015 – №10 – С.44-50.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ПОДЗЕМНОЙ ГИДРОДИНАМИКИ В КОНСТРУКЦИЯХ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ЦИФРОВОМ ПРОДУКТЕ ЛОГОС ГИДРОГЕОЛОГИЯ

И. В. Горев¹, Г. О. Кузина^{1,2}, М. Л. Сидоров¹,

¹ФГУП «Российский Федеральный ядерный центр ВНИИЭФ», Саров, Россия

²Филиал МГУ им. М. В. Ломоносова в городе Сарове, Саров, Россия

эл. почта: gokuzina@vniief.ru, MLSidorov@vniief.ru, IVGorev@vniief.ru

Работа посвящена особенностям построения цифровых моделей при оценке безопасности приповерхностных пунктов захоронения радиоактивных отходов (ППЗРО) на основе численного моделирования процессов подземной гидродинамики в цифровом продукте Логос Гидрогеология [1]. Моделирование влагопереноса и миграции проводилось для конструкции ППЗРО, разрабатываемой для площадки АО «СХК» [2]. Конструкция пункта захоронения радиоактивных отходов предусматривает систему барьеров безопасности, основная функция которых заключается в предотвращении или снижении до допустимого уровня скорости выхода нуклидов в окружающую среду.

Цифровой продукт (ЦП) Логос Гидрогеология предназначен для моделирования фильтрационных течений с переносом примесей в подземном пространстве. ЦП Логос Гидрогеология разрабатывается на базе ПП НИМФА 5.0, аттестованного в ФБУ «НТЦ ЯРБ» (Ростехнадзор).

В работе рассмотрена численная модель формирования фильтрационного потока в конструкциях ППЗРО с учетом различных стадий деградации бетона. Представлены результаты расчета полей скоростей фильтрации. Также приведено сравнение с данными, опубликованными в статье [3].

В работе также приведена численная модель миграции радионуклидов в конструкции ППЗРО. Выход радионуклидов из ППЗРО можно разделить на три стадии:

- исходное состояние и распространение в пределах конструктивных границ сооружения;
- перенос в зоне аэрации — области выше уровня грунтовых вод;
- достижение уровня грунтовых вод и движение в подземных водах.

В работе показаны ореолы загрязнения U-238 на эти моменты времени. Показано влияние сорбционных Pu-239 (родительского нуклида) и его дочернего (U-235).

На условной конструкции ППЗРО показано влияние одновременного изменения коэффициента фильтрации и коэффициента сорбционной задержки радионуклидов со временем на скорость выхода загрязнителя за пределы инженерных барьеров безопасности.

ЛИТЕРАТУРА

1. Горев И.В., Сидоров М.Л., Бахаев А.Н., Борляева А.Ю., Лысова Е.Н., Трушкина Т.С., Козлова С.А., Кошмар О.Р., Кузина Г.О. Цифровой продукт «Логос Гидрогеология» для численного моделирования процессов фильтрации и миграции // САПР и графика. 12-2024, С. 38-41.
2. Материалы обоснования лицензии на размещение и сооружение приповерхностного пункта захоронения твердых радиоактивных отходов 3 и 4 классов, Томская область, городской округ ЗАТО Северск. Т. 1. – М. : ФГУП «НУ РАО», 2018.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

3. Анисимов Н.А., Куваев А.А. Численное моделирование влагопереноса в конструкциях приповерхностного пункта захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. 2023. № 3 (20). С. 97-106.

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

Моделирование фильтрации и миграции радионуклидов в трещиновато-пористых средах предполагает применение особых подходов, отличающихся от классических моделей сплошных пористых сред [1]. К числу таких подходов относится метод DFM (англ. Discrete Fracture and Matrix), позволяющий явно учитывать дискретную сеть трещин и их взаимодействие с пористой матрицей. Данная методика была реализована в российском программном комплексе GeRa и начала применяться для гидрогеологических расчетов на модели пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) [2].

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. В таких условиях двухточечная схема МКО не обеспечивает сходимость расчетов [3]. В качестве решения этой проблемы была предложена и реализована альтернативная схема дискретизации – линейная многоточечная О-схема [4], обеспечивающая сходимость на неструктурированных сетках.

Применение модели DFM для учета крупных разрывных нарушений в региональных гидрогеологических моделях оказалось не всегда оптимальным. В качестве альтернативы был разработан метод, представляющий трещины в виде трехмерных неоднородностей. В рамках этого подхода на этапе построения сетки ячейки, удовлетворяющие одному из критериев (пересечение ребер с поверхностью трещины, расположение центра масс на расстоянии меньше заданного порога), помечаются как «ячейки трещины» и наделяются особыми фильтрационно-емкостными свойствами. Таким образом, становится возможным использовать стандартные модели фильтрации и переноса из GeRa без модификации методов дискретизации.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

2. Grigorev F.V., Kapyrin 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. – Vol. 41. – № 4. – P. 526-532.
3. 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.
4. Aavatsmark I. et al. Discretization on unstructured grids for inhomogeneous, anisotropic media. Part I: Derivation of the methods //SIAM Journal on Scientific Computing. – 1998. – T. 19. – №. 5. – С. 1700-1716.

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». В настоящее время «НИМФА» является основным ПК, используемым ФГБУ «Гидроспецгеология» при моделировании геофильтрации и геомиграции на объектах Госкорпорации «Росатом». В докладе приведено сравнение основных программных комплексов, используемых в мировой практике для гидрогеологического моделирования: Processing MODFLOW, Groundwater Modelling System, Visual MODFLOW Flex и ПК «НИМФА».

ПК «НИМФА» расширяет возможности гидрогеологического моделирования. Возможности ПК позволяют моделировать процессы миграции загрязнения как в водоносных горизонтах, так и в зоне аэрации. При разработке ПК «НИМФА» учтены последние достижения в части интерфейса. Все элементы гидрогеологической модели отображаются на экране в графическом окне и в дереве объектов модели, что позволяет легко их редактировать. Удобно, что модельная сетка строится непосредственно перед проведением вычислений, что позволяет менять её параметры в процессе отработки моделей. ПК «НИМФА» использует параллельные вычисления, что позволяет полностью

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

задействовать ресурсы современных многоядерных процессоров. В ПК «НИМФА» реализованы возможности, специфические для объектов радиоактивного загрязнения, такие как зависимость сорбционных свойств водовмещающих отложений от концентрации нитратов, моделирование продуктов радиоактивного распада, изменение фильтрационных свойств инженерных барьеров безопасности во времени. ПК «НИМФА» обладает развитым постпроцессором, позволяющим детально визуализировать результаты моделирования. Имеются средства для анализа водного и массового баланса моделей. 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.

Приведены примеры использования ПК «НИМФА» для решения гидрогеологических задач на объектах Госкорпорации Росатом.

АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ И КАЛИБРАЦИЯ ГЕОМИГРАЦИОННОЙ МОДЕЛИ НА ПРИМЕРЕ ПРИПОВЕРХНОСТНЫХ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ ОТХОДОВ

Р. А. Камышева, В. А. Лехов

МГУ им. М. В. Ломоносова, Москва, Россия

эл. почта: kamisheva.raisa@yandex.ru

Принятая в настоящее время концепция многобарьерной защиты при создании пунктов захоронения радиоактивных отходов предполагает удержание и замедление миграции загрязнения совокупностью природной геологической среды и элементов системы инженерных барьеров безопасности (ИББ). Необходимость анализа неопределенности при моделировании, сопровождающем обоснование долговременной безопасности таких сооружений, декларирована в международных рекомендациях и связана с необходимостью оценки влияния на результат множества факторов в пространственно-временном масштабе [1,2]. Целью данного исследования является выявление концептуальной и параметрической неопределенностей при прогнозировании миграции загрязнения из пульпохранилищ, расположенных на территории одного из предприятий атомной промышленности.

Концептуальные неопределенности рассматриваются в контексте альтернативных подходов к представлению геологической среды: в виде слоистой схематизации и с учетом высокой степени неоднородности дисперсных вмещающих отложений. Создано 11 геофильтрационных и геомиграционных моделей участка расположения хранилищ. Набор из 10 равновероятных реализаций геологической среды, включающей 2 гидрофации, получен с помощью условного геостатистического моделирования на основе результатов инженерного-геологических изысканий территории. «Слоистая» модель включает 7 слоев, два водоносных горизонта и разделяющие слабопроницаемые отложения. В каждой из моделей в виде областей неоднородности были включены элементы инженерных

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

барьеров: дна и борта хранилищ. Вычислительная схематизация для моделей, отражающих каждую из 10 реализаций неоднородности среды, а также для модели со слоистой схематизацией, проведена единым образом. Плановый размер блока составил 10×10 м, вертикальный размер 0,25 м. Размер расчетной области – 1520×1200 м.

Созданные модели на этапе верификации были подвергнуты анализу чувствительности методом Соболя в программном комплексе MOUSE и калибровки при сравнении с данными мониторинга за предшествующие 60 лет. Выявлена высокая чувствительность геофильтрационной части модели к величине инфильтрационного питания и коэффициентам фильтрации отложений водоносных горизонтов и более проницаемой гидрофации, при этом отсутствие влияния проницаемости инженерных барьеров. Данное соотношение параметров меняется при оценке чувствительности геомиграционной части модели, в которой большую значимость приобретают параметры проницаемости барьеров. Результаты анализа чувствительности были использованы при калибровке моделей. Получено удовлетворительное соотношение модельных и наблюдаемых уровней, а также концентраций консервативного мигранта. На основе верифицированных расчетных моделей будут созданы прогнозные модели миграции загрязнения на срок 300 лет с последующей оценкой вклада каждого из параметров в результат прогноза и сравнения ореолов загрязнения при различном подходе к представлению среды.

ЛИТЕРАТУРА

1. Захоронение радиоактивных отходов. Серия норм МАГАТЭ по безопасности № SSR-5, МАГАТЭ, Вена, 2011 – 104 с.
2. Савельева, Е. А. Свительман В. С. Обращение с неопределенностями в задачах расчетного обоснования долговременной безопасности // Радиоактивные отходы. 2022. № 3 (20). 2022. С. 61–71.

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

Модели атмосферного переноса и доз облучения населения в настоящее время широко применяются при решении задач анализа безопасности и оперативного прогноза [1, 2]. В контексте настоящей работы можно выделить два результата многочисленных анализов последствий аварии на АЭС Фукусима-1 в 2011 г: необходимость уточнения моделей, описывающих физику процессов и учет неопределенностей в результатах моделирования. Эти направления стали ключевыми при формировании новых версий кодов РОМ и НОСТРАДАМУС. Их реализация потребовала расширения модельного наполнения кодов в части взаимодействия примеси и объектов окружающей среды реалистичными моделями, обеспечения возможностей связанных расчетов с моделями динамики атмосферы и кодами моделирования источника выброса. Для этого были

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

разработаны наборы цифровых карт местности, их модельная интерпретация и соотношения для восполнения недостающих данных. Сформулированы требования и реализован информационный обмен с тяжелоаварийными кодами. В новой версии задачи анализа безопасности решаются с учетом трехмерных реальных метеорологических полей за несколько лет (рис. 6а), причем модели процессов привязаны к текущим метеорологическим условиям, что позволяет учесть особенности сезонных и суточных изменений. Задачи оперативного прогноза (рис. 6б) теперь решаются на основании интегрированного в код ансамблевого подхода, осуществляющего трансформацию неопределенностей источника выброса, метеоусловий и непосредственно модели атмосферного переноса через код, что позволяет оценить последствия с учетом комплекса неопределенностей, которые всегда имеют место в задачах аварийного реагирования (например, точных данных об источнике выброса аварии на АЭС Фукусима-1 на сегодняшний день не существует), оценки имеют серьезный разбор.

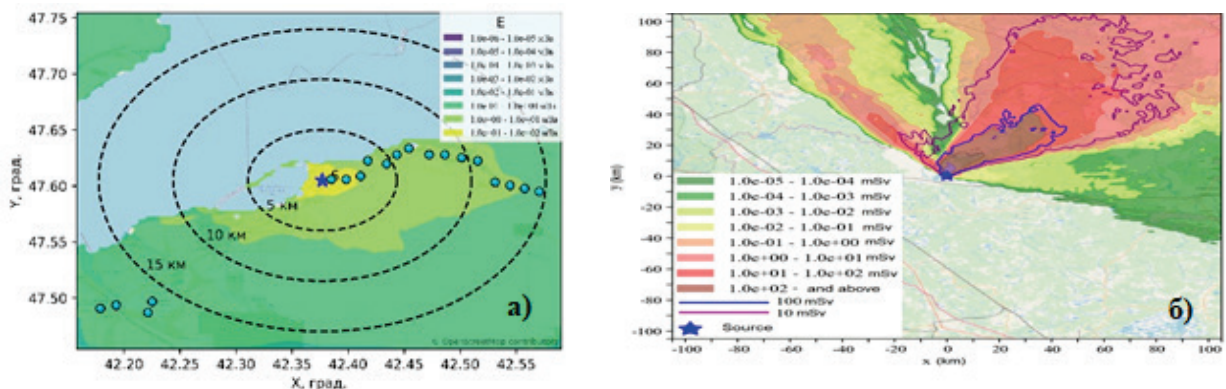


Рис. 6. Учет неопределенностей при моделировании атмосферного переноса в задачах аварийной готовности (а) и реагирования (б)

ЛИТЕРАТУРА

1. R.I. Bakin et al. (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
2. Kiselev, A.A., 2023. Analysis of the national and international framework for the EPZ establishment including harmonization and applicability for next generation reactors. Nuclear Engineering and Design 414, 112655. doi:10.1016/j.nucengdes.2023.112655

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 ЦЕЛЮ 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 Научно-техническом центре по ядерной и радиационной безопасности (НТЦ ЯРБ) реализуется деятельность по проведению расчетно-экспериментальных исследований с целью оценки обоснований долговременной безопасности пунктов хранения радиоактивных отходов (ПРОАО, ПКОРАО, ПЗРО). Проведение расчетно-экспериментальных исследований является частью комплексного подхода (рис. 1), 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.



Рис. 1. Комплексный подход к оценке обоснований долговременной безопасности
ПРОАО, ПКОРАО, ПЗРО

В рамках расчетной части исследований выполняется разработка независимых моделей миграции радионуклидов из ПРОАО, ПКОРАО, ПЗРО.

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.

На текущий момент выполнена разработка независимых моделей ППЗРО «Новоуральский», «Озерский», «Северский».

В рамках экспериментальной части исследований в НТЦ ЯРБ проводятся исследования свойств матриц радиоактивных отходов и инженерных барьеров безопасности на основе различных материалов. Значения параметров, полученные

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

экспериментальным путем, используются в независимых моделях миграции радионуклидов в системе инженерных барьеров безопасности ПЗРО.

Результаты экспериментальных и расчетных работ, проводимых в НТЦ ЯРБ, направлены на повышения качества обоснований безопасности ПРОАО, ПКОАО, ПЗРО и создают основу для дальнейшего совершенствования нормативной базы в области обеспечения безопасности при захоронении радиоактивных отходов.

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 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, и особенностей. ИБРАЭ РАН на сегодняшний день для реализации моделей БЗ широко используется программный комплекс GeRa [4], аттестованный Ростехнадзором для использования при обосновании безопасности ОИАЭ, и позволяющий учитывать в расчетах вышеперечисленные параметры. Отметим, что в случае рассмотрения приповерхностных пунктов захоронения необходимо моделирование влагопереноса в ненасыщенной зоне (зоне аэрации). 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.7). В дальнейшем они являются основой при прогнозных расчетах в моделях ДЗ.

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

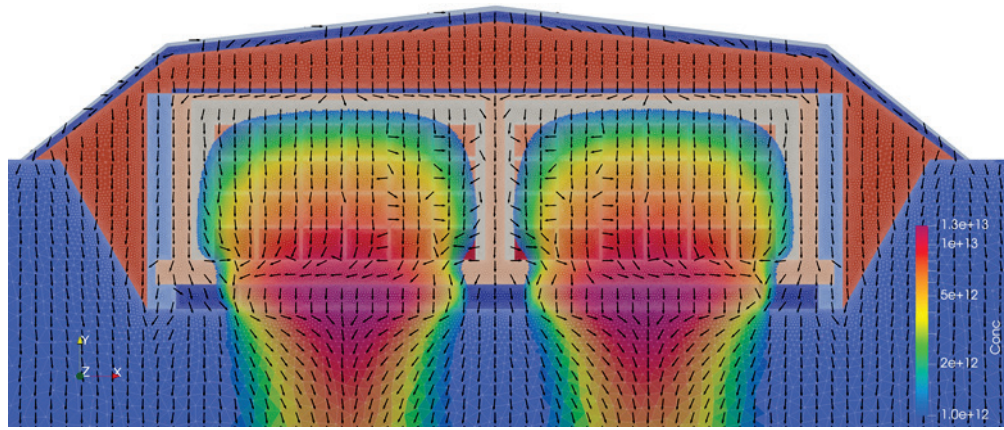


Рис. 7. Выход нейтрального трассера за пределы ИББ в модели БЗ ПХРО

ЛИТЕРАТУРА

1. Капырин И.В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ. // Радиоактивные отходы, 2022, №2 (19), с.105-115.
2. 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.

АСИМПТОТИЧЕСКАЯ ТЕОРИЯ КЛАССИЧЕСКОГО ПЕРЕНОСА ПРИМЕСИ В НЕОДНОРОДНОЙ И НЕСТАЦИОНАРНОЙ СРЕДЕ. ГАМИЛЬТОНОВ ФОРМАЛИЗМ

П. С. Кондратенко, Л. В. Матвеев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: kondrat@ibrae.ac.ru

Для проведения анализа безопасности захоронений радиоактивных отходов (РАО) в геологических средах требуется знание закономерностей переноса радионуклидов в неоднородных средах. Существующие модели переноса получаются путем проведения подходящих процедур усреднения по малым и средним масштабам неоднородностей среды. При этом, если крупномасштабные неоднородности отсутствуют, то содержащиеся в модели характеристики среды не зависят от координат, и тогда концентрация примеси как функция координат и времени может описываться аналитическим выражением [1]. Крупномасштабные неоднородности, которые на практике всегда присутствуют, требуют проведения трудоемких и время затратных численных расчетов.

В работе [2] был предложен новый подход, базирующийся на асимптотическом описании процессов переноса, который учитывает возможность крупномасштабной зависимости структурных характеристик среды от пространственных координат и приводит к существенному упрощению численных расчетов.

Вместе с тем, учитывая долговременный характер захоронений (для долгоживущих РАО – миллионы лет) с возможностью воздействия природных и антропогенных

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

факторов, геологическая среда является не только неоднородной, но и нестационарной. В настоящей работе построена асимптотическая теория переноса примеси в модели диффузии-адвекции с коэффициентом диффузии и скоростью адвекции, зависящими от координат и времени - $\mathbf{u} = \mathbf{u}(\mathbf{r}, t)$, $D = D(\mathbf{r}, t)$. В основу теории положено представление об экспоненциальном убывании концентрации вне основной области локализации примеси, $c(\mathbf{r}, t) = A(\mathbf{r}, t) \exp[-S(\mathbf{r}, t)]$. Благодаря неравенству $S \gg 1$, для величины $S(\mathbf{r}, t)$ получается уравнение, совпадающее по структуре с уравнением Гамильтона–Якоби для материальной точки в классической механике. Соответственно, на пути решения задачи о переносе примеси возникают уравнения Гамильтона (обыкновенные дифференциальные первого порядка) для аналогов импульса и координаты. Результат для концентрации примеси выражен через однократные интегралы вдоль аналога траектории материальной точки (формула 1):

$$c(\vec{r}, t) = \frac{N}{(4\pi D(0,0)t)^{\frac{3}{2}}} \exp \left[- \int_0^t dt' \left(D(\vec{r}'(t'), t') \vec{p}^2(t') + \frac{1}{2} \operatorname{div} \left(\frac{d\vec{r}}{dt'} \right) - \frac{3}{t'} \right) \right] \quad (1)$$

Входящие сюда величины $\vec{p}(t')$ и $\frac{d\vec{r}}{dt'}$ определяются из уравнений Гамильтона.

Ожидается, что при решении задач о переносе примеси по неоднородной и нестационарной среде на основе предложенной здесь асимптотической теории будет достигнута значительная экономия (на порядки) счетного времени в сравнении с прямыми численными расчетами.

ЛИТЕРАТУРА

1. Л.А. Большов, П.С. Кондратенко, Л.В. Матвеев, [Неклассический перенос в сильно неоднородных и резко контрастных средах](#) // УФН. - 2019. – 189(7), с. 691-702.
2. П.С. Кондратенко, Асимптотический подход к описанию неклассических процессов переноса// Письма в ЖЭТФ. – 2017. - 106(9), с. 581-584.

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 включениями внутри

30.10.2025

Секция 2. «Расчетные программы для прогнозирования и обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»

Расчеты радиационных характеристик облученных материалов

отдельных зерен, галиты могут содержать связанные системы включений, образующие каналы, расположенные на границах зерен.

Задача исследования заключается в том, чтобы оценить приток рассола в полость с РАО без учета и с учетом микроструктуры галита.

Включения при наличии градиента температуры ∇T вокруг хранилища с РАО движутся по направлению к полости вдоль радиуса со скоростью (формула 1)

$$\frac{dr}{dt} = v(r(t), t), \quad (1)$$

где скорость миграции жидкого включения определяется выражением (формула 2)

$$v \approx \frac{C_l}{C_s} \frac{D}{1 + \frac{D}{kL}} \left[\left(\frac{dC_e}{C_l dT} - \sigma \right) \nabla T_i + \frac{\Delta C}{C_l L} \right]. \quad (2)$$

Для оценки объема рассола, стекающего в полость с РАО, нужно определить максимально удаленные включения, дающие вклад в приток рассола.

Расчет без учета микроструктуры галитов – максимально удаленные включения должны дойти до границы полости с РАО.

Расчет с учетом зернограницных каналов – включения должны дойти до ближайшего канала. Для оценки считается, что включения дают вклад, если их конечное смещение больше либо равно размеру зерна.

Рассматривались ПЗРО цилиндрической и сферической формы. Численно были получены следующие результаты: без учета микроструктуры объем стекаемой жидкости к сферическому хранилищу составляет примерно 2 %, к цилиндрическому - 1 % от объема всего хранилища; с учетом микроструктуры объем стекаемой жидкости к сферическому хранилищу может составить 20 %, к цилиндрическому - 30 % от объема всего хранилища.

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.

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

ТРАНСФОРМАЦИЯ ФГУП «РАДОН» - ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ, ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

И. А. Пронь

Федеральное государственное унитарное предприятие «Объединенный эколого-технологический и научно-исследовательский центр по обезвреживанию РАО и охране окружающей среды» (ФГУП «РАДОН»), Москва, Россия

эл. почта: IgAPron@radon.ru

Представлена история создания ГУП МосНПО «РАДОН» и сети спецкомбинатов.

В состав ФГУП «РАДОН» входят 11 филиалов (22 производственные площадки).

Представлен новый облик ФГУП «РАДОН» с учетом передачи видов деятельности в области использования атомной энергии от ФГУП «ФЭО».

Представлены основные направления деятельности в области обращения с твердыми и жидкими радиоактивными отходами, отработавшим ядерным топливом, отработавшими источниками ионизирующего излучения, проведения радиационно-экологического мониторинга, реабилитации территорий.

Представлены основные достижения и результаты работ.

Представлены основные изменения в статусе предприятия и в подчиненности органу управления в области использования атомной энергии.

Рассмотрены перспективы развития и планы вывода из эксплуатации промышленных площадок филиалов ФГУП «РАДОН».

РАЗВИТИЕ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ОДЦ УГР В ОБЛАСТИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯРОО

Е. В. Беспала, С. Г. Котляревский, А. О. Павлюк, Р. И. Кан, С. С. Мешков,

Д. А. Ижойкин, В. А. Кузов

АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов», Северск, Томская область, Россия

эл. почта: kri@dnrc.ru

Начиная с 2010 года АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (далее – АО «ОДЦ УГР»), созданный на базе Реакторного завода АО «Сибирский химический комбинат», ведёт активную деятельность в области вывода из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) обращения с радиоактивными отходами (РАО). На первом этапе становления предприятия выполнялись работы по безопасному содержанию комплексов остановленных промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) И-1, ЭИ-2, АДЭ-3, АДЭ-4, АДЭ-5, а также по отработке экологически безопасных, экономически приемлемых технологий ВЭ и выполнение практических работ по ВЭ одного из ПУГР (ЭИ-2).

За период с 2010 по 2023 гг. были выполнены следующие работы:

– подготовка к ВЭ и ВЭ ПУГР (ПУГР) ЭИ-2;

– подготовка к ВЭ ПУГР АДЭ-2 ФГУП «ГХК», реакторных установок Белоярской АЭС;

29.10.2025

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

- радиационные обследования объектов ФГУП «ПО МАЯК», Билибинской АЭС;
- демонтаж оборудования и корпуса 7 АО ЧМЗ;
- создание инфраструктуры, демонтаж турбогенераторов и извлечение РАО на Белоярской АЭС;
- ВЭ зд. 802 и 802 (здания размещения основного технологического оборудования – газодиффузионных машин) АО «АЭХК»;
- ВЭ производства твэлов для ПУГР в АО «НЗХК»;
- удаление накопленных РАО из ПХ РАО «Могильник 1» АО «УЭХК»;
- ВЭ корпуса Б, установки У-5, участков 2 и 9 АО «ВНИИНМ»;
- удаление и утилизация твёрдых высокоактивных РАО Балаковской АЭС.

После обновления и модернизации лабораторно-производственной и технологической базы в 2024-2025 г.г. и получения новых лицензий деятельность предприятия была значительно расширена в части ВЭ и научно-технического сопровождения ВЭ. Это позволило выйти за пределы Российской Федерации и начать работы в странах ближнего зарубежья. На данный момент реализуется проект по реабилитации объектов уранового и горнорудного наследия Кыргызской Республики (горные отвалы «Тоо-Моюн» и «Кызыл-Жар», промышленная площадка и золоотвал «Каджи-Сай 2»), а также проект по обследованию, оценке технического состояния, остаточного ресурса и обоснованию возможности дальнейшей эксплуатации строительных конструкций хранилища твердых слабоактивных отходов (ХТСО) энергоблока № 2 Армянской АЭС.

Кроме того, до 2030 года запланирован комплекс работ, часть из которых на данный момент уже реализуются, а именно:

- ВЭ ПУГР АДЭ 4, АДЭ-5 и И-1 (площадка 11 и 2 АО «ОДЦ УГР»);
- удаление МОЗРВ из здания 450/451 ПУГР АДЭ-4,5;
- ВЭ зд. 171 и 453 «Газгольдер» ПУГР И-1;
- извлечение РАО из РВХИ Белоярской АЭС.

ДОРОЖНАЯ КАРТА СОЗДАНИЯ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО ДО 2050 г.

С. А. Дерябин

ФГУП «НО РАО», Москва, Россия

эл. почта: SADeryabin@norao.ru

Создание сбалансированной системы обращения с радиоактивными отходами (далее – РАО), является одним из важнейших направлений повышения безопасности и эффективности функционирования и развития атомной энергетики и промышленности, а также других видов деятельности при которых образуются радиоактивные отходы (РАО).

Согласно требованиям статьи 12 [1] РАО, за исключением короткоживущих РАО, удельная активность которых в результате распада радионуклидов за время хранения может быть снижена до уровня, при котором такие отходы перестают быть РАО, подлежат обязательному захоронению в пунктах захоронения радиоактивных отходов (далее – ПЗРО).

Одной из стратегических задач Госкорпорации «Росатом» является разработка необходимых технологий и сооружение объектов захоронения РАО на территории Российской Федерации.

29.10.2025

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

Дорожная карта направлена на реализацию этой стратегической задачи по обеспечению потребности Российской Федерации в необходимых мощностях по захоронению РАО, образующихся в организациях, с учетом ввода в эксплуатацию новых блоков атомных станций (АЭС), производств по переработке и фабрикации топлива, вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов (ВЭ ЯРОО), с целью обеспечения экологической и радиационной безопасности и исключения дефицита мощностей для захоронения РАО.

В рамках дорожной карты выполнен анализ результатов первичной регистрации РАО, расчетным путем определен объем кондиционированных накопленных удаляемых РАО, приведены данные о РАО, находящихся в собственности организаций и размещенных в пунктах хранения организаций, сведения о действующих и сооружаемых ПЗРО, в соответствии с федеральной целевой программой «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2035 года» (ФЦП ЯРБ).

В соответствии с расчетными графиками представлена динамика дефицита мощностей для захоронения кондиционированных РАО по классам, находящихся в собственности организаций и размещенных в пунктах хранения организаций, с учетом приема накопленных РАО в рамках ФЦП ЯРБ на захоронение.

С целью исключения обозначенного дефицита разработаны мероприятия по созданию ПЗРО, которые должны обеспечить необходимые темпы захоронения радиоактивных отходов, позволяющие полностью до 2050 года исключить имеющийся дефицит.

Финансирование дорожной карты осуществляется за счет средств федерального бюджета, средств бюджетов субъектов Российской Федерации, средств местных бюджетов, средств специального резерва № 5 Госкорпорации «Росатом», собственных средств или привлеченных средств юридических лиц, средств физических лиц, а также иных не запрещенных законодательством Российской Федерации источников.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон от 11.07.2011 N 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
2. Постановление Правительства Российской Федерации от 14 марта 1997 г. № 306 «О Правилах принятия решений о размещении и сооружении ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения».
3. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 ноября 2015 г. № 1248 «О федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2035 года».

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

«Сбалансированный ЯТЦ» разработан специалистами ГК «Росатом», АО «Техснабэкспорт» и АО «ТВЭЛ» как экспортно ориентированное продуктивное направление, в рамках которого для успешной конкуренции разрабатываются технологии,

29.10.2025

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

позволяющие придать новые потребительские качества «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-целевая упаковка), технологии средне глубинного захоронения РАО как КФ РАО от переработки ОЯТ, так и «активных» РАО от эксплуатации и вывода из эксплуатации, для которых не применима технология приповерхностного захоронения, создание комплексного ПЗРО для захоронения всех типов РАО на одной площадке, потенциально позволяющей решить вопросы захоронения РАО «малым» странам (при условии переработки ОЯТ в РФ).

Так как на мировом рынке продаются только продукты, имеющие референции, выбрана стратегия наработки в РФ «стартовых» референций, реализующая «ключевые» переделы за счет создания Демонстрационных опытно-промышленных объектов инфраструктуры СБЯТЦ (ДОПИ СБЯТЦ) на площадке завода регенерации топлива в Красноярском крае.

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. Ключевыми решениями являются:

1. Разделение (фракционирование) ВАО от переработки ОЯТ на «холодную» (2-й класс) и «горячую» (КФ ВАО) фракции в проекте ЗБП.

Комплексный анализ рисков различных сценариев обращения с ОЯТ и РАО от переработки ОЯТ 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.

2. Развитие технологий контейнерного обращения с ОЯТ и РАО, которые позволят планировать производственную загрузку ЗБП исходя из наиболее эффективного вовлечения регенерированных ЯМ в ЯТЦ как российских АЭС, так и АЭС зарубежных заказчиков, что может дать максимальный экономический эффект от переработки ОЯТ в ближайшие 10-летия и улучшит экономические показатели проекта создания ЗБП.

3. 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.

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.

Важным обобщающим выводом является реализация баланса технологий – безопасности – затрат не только в рамках СБЯТЦ для иностранных заказчиков, но и при формировании российских стратегий обращения с ОЯТ и РАО.

29.10.2025

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

В работе представлены результаты технико-экономического анализа различных пяти сценариев обращения с высокоактивными отходами (ВАО) образующимися в результате переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на будущем заводе большой производительности (ЗБП), предполагающие разные варианты фракционирования:

- вариант «А» – без фракционирования. Все радионуклиды за исключением целевых продуктов переработки (U, Pu и Np) включаются в боросиликатное стекло (БСС);
- вариант «Б», рассматривающийся как базовый в настоящее время для реализации проектного направления «Сбалансированный ядерный топливный цикл». Подразумевает под собой выделение короткоживущей фракции (цезий-стронциевой или тепловыделяющей) фракции из ВАО;
- вариант «В», базовый вариант для ЗБП. Помимо выделения КФ (вариант Б) подразумевает также предусматривает выделение трансплутониевых элементов (ТПЭ – Am и Cm) для возврата в ядерный топливный цикл (ЯТЦ);
- вариант «Г», направленный на обеспечение принципа радиационной эквивалентности, предполагающий выделение из ВАО только ТПЭ для возврата в ЯТЦ;
- вариант «Д», направленный на максимальное сокращение объемов РАО, предполагает выделение КФ и МА, а также разделение остальных радионуклидов в индивидуальные матрицы с кристаллической структурой.

Базовым критерием для определения характеристик конечных форм РАО класса 1, в сценариях «А»-«Г» служили отдельные требования НП-019-15 [1]. Для сценария «Д» – тепловыделение.

В структуре затрат на обращение с РАО учитывалась стоимость:

- Хранения. Период хранения РАО принимался равным времени, которое необходимо выдержать РАО до граничного тепловыделения, обеспечивающего возможность глубинного захоронения. Учитывались капитальные и эксплуатационные затраты.
- Упаковки. Стоимость невозвратных контейнеров в расчете на 1 м³ РАО принималась по аналогам, рассматриваемым для актуальных проектных решений ПГЗРО.
- Перевозки к месту захоронения. Стоимость оценивалась для перевозки ЖД-транспортом в ТУКах, аналогично отработавшему ядерному топливу.
- Захоронения. Затраты рассчитывались по стоимости необходимых дополнительных выработок ПГЗРО на участке «Енисейский»;
- Установлено, что применение сценариев Б, В, Г и Д позволяет снизить издержки на обращение с РАО классов 1 и 2 от переработки ОЯТ на ЗБП в сравнении со сценарием «А» на ~15, 40, 30 и >50 %.

ЛИТЕРАТУРА

1. Изменения в федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных

29.10.2025

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

отходов. Требования безопасности". НП-019-15 // Ядерная и радиационная безопасность. – 2016. – № 3(81). – С. 102-103. – EDN WWIDBD.

КОНЦЕПЦИЯ СОЗДАНИЯ ПИЛ И ПГЗРО

П. А. Блохин

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук,

г. Москва, Россия

эл. почта: blokhin@ibrae.ac.ru

В докладе представлен прогресс по реализации научной программы, выполняемой в рамках концепции создаваемых на Енисейском участке объектов. На рубеже 2010–2015 гг. задача создания ПГЗРО ассоциировалась с захоронением порядка 10 тыс. м³ остеклованных ВАО от одного источника. Сегодня в связи с планами по развитию двухкомпонентной атомной энергетики, выводу из эксплуатации ОИАЭ и решения проблем ядерного наследия понятна потребность в глубинном захоронении радиоактивных отходов на горизонте до 2100 г. На 2025 г. оцениваемые объемы РАО для захоронения (от будущих радиохимических производств, ВЭ энергоблоков и ядерного наследия) по РАО класса 1 и 2 составляют порядка 40–50 тыс. м³ и ~500 тыс. м³ соответственно. Очевидно, что вместимость создаваемого объекта должна отвечать актуальным потребностям в объемах захоронения, а имеющиеся базовые представления о ПГЗРО требуют актуализации.

Сегодня в отношении работ проекту создания ПИЛ и ПГЗРО, включая реализацию научной программы, отмечается несколько принципиально важных моментов:

- объекты ПИЛ – неотъемлемая часть создаваемого ПГЗРО. Лаборатория, как и целевой объект, включает участки, здания и сооружения на поверхности земли и подземные горные выработки.
- к функционирующим наземным участкам лаборатории относятся: сеть постов долговременных периодических наблюдений (сеймика, гидрология, гидрогеология, гидрометеорология, геодинамика и т.п.); участки проведения геологоразведочных работ, включая развивающуюся сеть исследовательских скважин; участки исследований материалов для инженерных барьеров безопасности, площадки для тестирования исследовательских методик, оборудования, эмитирующие условия подземных объектов, размещённых в схожих с Енисейским горных породах;
- полноценная деятельность ПИЛ невозможна без развития комплекса наземных сооружений непосредственно на участке строительства, создания комплекса горных выработок на целевых интервалах глубин, а также обустройства исследовательских участков как на стадии сооружения подземного комплекса, так и на периоды его функционирования и развития, преобразования в пункт захоронения;
- состав первоочередных объектов и планы развития комплекса подземных и наземных сооружений ПИЛ обусловлены требованиями нормативных документов, базовыми проектными решениями для ПГЗРО в целом. Но, следуя лучшим мировым практикам, прорабатываются альтернативные проектные решения;
- одной из приоритетных задач является минимизация неопределенностей прогнозных оценок на основе получаемых знаний о строении и свойствах участка недр, как природного барьера безопасности. Не менее важной составляющей системы барьеров безопасности являются её антропогенные элементы, решения по которым находятся в

29.10.2025

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

активной фазе проработки: конструкции и материалы для создания упаковок для захоронения, барьерных материалов на основе глин, изучение составов и параметризация «стёкол»;

– все имеющиеся наработки предшествующих и текущего этапов работ, консолидируются в системе научного сопровождения ПИЛ и создании цифрового двойника объекта.

Комплекс необходимых для обоснования безопасности параметров будет получен в результате исследований на наземных стендах и установках, в подземных объектах-геологических аналогах, в процессе сооружения подземной части ПИЛ и исследовательских установках на целевом интервале глубин.

АКТУАЛЬНЫЕ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ЗАДАЧИ ПО РАЗВИТИЮ СИСТЕМЫ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО КЛАССОВ 3 И 4

В. Ю. Коновалов¹, А. А. Самойлов²

¹*ГК «Росатом», Москва, Россия*

²*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук,
Москва, Россия*

эл. почта: VlaYKononov@Rosatom.ru

Первое десятилетие деятельности Национального оператора по обращению с РАО (ФГУП «НО РАО») и развитие за тот-же период нормативно-технической базы в области обеспечения безопасности захоронения РАО показало, что обоснование безопасности является ключевой, сложной, и подчас трудноразрешимой задачей. При этом, в силу неопределенности прогнозов передачи РАО на захоронение и недостаточности сведений о свойствах этих РАО, существующий и создаваемые в России на сегодня приповерхностные пункты захоронения РАО, относимых в соответствии с постановлением Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069 к РАО классов 3 и 4 в основном ориентированы на прием для захоронения отходов, образующихся при эксплуатации атомных станций. Безопасность захоронения множества других типов РАО, образующихся при эксплуатации и выводе из эксплуатации ОИАЭ, на сегодня не обоснована.

Основным вызовом второго десятилетия развития захоронения в Российской Федерации является обеспечение возможности безопасного захоронения всех образующихся и перспективных видов РАО классов 3 и 4, подлежащие приповерхностному захоронению. На сегодня очевидно, что достижение этой цели потребует создания специальных инженерных решений и отдельных транспортно-технологических схем обращения с РАО. Кроме того, для безопасного захоронения всех типов РАО возможно потребуются не только новые конструкции или инженерные барьеры, но и увеличение глубины заложения приповерхностных объектов. Данный вызов приводит к постановке актуальных научно-технических задач по развитию системы захоронения РАО:

наращивание объема и темпов захоронения РАО, неосуществимое без развития сети пунктов захоронения РАО (в том числе с размещением таких объектов в европейской части РФ);

снижение консерватизма прогнозов и оценок безопасности с целью оптимизации решений по захоронению РАО, снижению вовлечения радиационно незагрязненных материалов в систему захоронения;

29.10.2025

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

принятие решений по захоронению отдельных видов РАО, не предусмотренных ни в одном из приповерхностных пунктов захоронения, таких как графит, относимый к 3 классу, солевой плав, жидкометаллический теплоноситель реакторов на быстрых нейтронах, крупногабаритные РАО, включая развитие технологий кондиционирования (приведения в соответствие с критериями приемлемости);

дифференцированный подход к проектированию инженерных барьеров безопасности в зависимости от функций безопасности и обеспечения необходимых сроков службы.

Решение этих задач в настоящее время активно ведется одновременно с оптимизацией размещения пунктов захоронения на территории Российской Федерации, совершенствованием технологий обоснования долговременной безопасности, подтверждением свойств материалов, применяемых в конструкции пунктов захоронения, и других, не менее актуальных задач обеспечения безопасности.

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

Решением Экономического совета СНГ от 18 июня 2021 года АО «ТВЭЛ» присвоен статус базовой организации государств СНГ по вопросам обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), радиоактивными отходами (РАО) и вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов (ВЭ ЯРОО).

Концепция деятельности организации до 2030 года утверждена 26 января 2022 года на заседании Комиссии Атом-СНГ в Санкт-Петербурге.

Ежегодно итоги деятельности и перспективные планы рассматриваются на Совещательном органе БО СНГ, а раз в два года — на Международной конференции. 9 сентября 2024 года во второй конференции в Екатеринбурге приняли участие 142 эксперта из 7 государств СНГ, заслушав 39 докладов. Решения конференции легли в основу плана деятельности на 2025 год и проекта Основных направлений сотрудничества государств СНГ до 2030 года.

18 апреля 2025 года Межпарламентская ассамблея СНГ утвердила разработанный БО СНГ модельный закон «Об обращении с радиоактивными отходами». Закон носит информационно-справочный характер и способствует гармонизации нормативного регулирования в области обращения с РАО. Его положения уже применяются регуляторами Белоруссии и Узбекистана при разработке национальных актов.

На основе данных от заинтересованных организаций сформирован Реестр опасных объектов СНГ (около 150 объектов), каждый с паспортом, позволяющим оценить опасность. Реестр станет основой Соглашения государств – участников СНГ по приведению в безопасное состояние объектов ядерного наследия. Проект межправительственного соглашения согласован с Минэнерго Белоруссии, Казахстана, МЧС Киргизии, Ростехнадзором и Узатомом, ведётся доработка с учётом налогообложения и Конвенции о гражданской ответственности за ядерный ущерб.

29.10.2025

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

По результатам экспедиционных выездов экспертов БО СНГ подготовлены экспертные обзоры. В частности, для Белоруссии — заключение по созданию пункта захоронения РАО, учтённое при разработке национальной Стратегии обращения с РАО. По запросам Института ядерной физики Узбекистана выполнены экспертные заключения по выводу из эксплуатации хранилищ РАО в Узбекистане, а также по объектам в Казахстане, Киргизии и Узбекистане.

Составлен Реестр технологий — библиотека научно-технической документации с описанием технологий, оборудования и инженерных решений в сфере ОЯТ, РАО и ВЭ ЯРОО. Это способствует систематизации и эффективной реализации проектов, привлекая владельцев интеллектуальной собственности.

Экспертами подготовлен Свод рекомендаций по социально-экономическому развитию территорий с объектами ядерного наследия. В документе предусматривается разработка модельных правовых актов для повышения инвестиционной привлекательности таких территорий. Особое внимание уделяется инициативе Кыргызской Республики по созданию Ассоциации городов с урановым наследием.

ИСТОРИЯ ЛЕНСПЕЦКОМБИНАТА РАДОН

А. В. Плотников

*Ленинградское отделение филиала «Северо-Западный территориальный округ» федерального государственного унитарного предприятия «Объединённый 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*

Ленинградское отделение филиала «Северо-Западный территориальный округ» ФГУП «РАДОН» начитает свою историю с 1958 г. (рис. 1)



Рис.1. История Ленинградского отделения филиала Северо-Западный территориальный округ» ФГУП «РАДОН»

За время становления пройден путь создания и эксплуатации технологических установок по переработке радиоактивных отходов, таких как:

1. Установка выпаривания ЖРО введена в работу в 1964 г.;
2. Установка битумирования введена в работу в 1979 г.;
3. Установка сжигания введена в работу в 1986 г.;
4. Установка прессования введена в работу в 1999 г.;
5. Установка цементирувания введена в работу в 2003 г.;
6. Модульная установка компактирования введена в работу в 2017 г.;
7. Модульно-мембранный сорбционный комплекс «Ручей» введен в работу в 2021 г.

Основной целью деятельности предприятия является обеспечение радиационной безопасности населения и окружающей среды. Для достижения указанных выше целей

29.10.2025

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

предприятие осуществляет в соответствии с законодательством РФ следующие виды деятельности:

- сбор и транспортирование РАО;
- радиационный мониторинг территорий и объектов;
- радиационный контроль технологических процессов и окружающей среды;
- дезактивация оборудования, спецодежды, объектов и территорий;
- извлечение, сортировка, сжигание, прессование и цементирование ТРО;
- выпаривание ЖРО;
- отверждение ЖРО методом битумирования;
- сжигание горючих ЖРО;
- вывод из эксплуатации ОИАЭ и реабилитация загрязненных территорий, ликвидация исторического «наследия»;
- хранение кондиционированных РАО в контейнерах, размещаемых в отсеках наземных железобетонных хранилищ;
- ликвидация радиационных аварий.

СЕВРАО – ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ. РЕЗУЛЬТАТЫ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ЗА 25 ЛЕТ

Д. А. Дрожилкин

СЗЦ «СевРАО» – филиал ФГУП «РАДОН», Мурманск, Россия

эл. почта: DAuDrozshilkin@radon.ru

ФГУП «СевРАО» создано распоряжением Правительства РФ от 09 февраля 2000 г. № 220-р с целью проведения на территории Мурманской области работ, связанных с обращением с ОЯТ и РАО, накопленными в процессе деятельности береговых технических баз Военно-морского флота в губе Андреева и пункте Гремиха, образующимися при утилизации атомных подводных лодок (АПЛ) и надводных кораблей с ядерными энергетическими установками (НК с ЯЭУ), а также работ по экологической реабилитации радиационно опасных объектов.

Постановлением Правительства РФ от 04.04.2000г. № 302 ФГУП «СевРАО» включено в Перечень предприятий и организаций, в состав которых входят ЯРОО и объекты, осуществляющие разработку, производство, эксплуатацию, хранение, транспортировку, утилизацию ядерного оружия, компонентов ядерного оружия, радиационно-опасных материалов и изделий.

С 1 января 2011 года ФГУП «СевРАО» вошло в состав ФГУП «РосРАО» в качестве Северо-Западного центра по обращению с радиоактивными отходами «СевРАО» - филиал федерального государственного унитарного предприятия «Предприятие по обращению с радиоактивными отходами «РосРАО» (СЗЦ "СевРАО" - филиал ФГУП "РосРАО").

В 2011 году предприятие вошло в состав ФГУП «РосРАО», впоследствии переименованным во ФГУП «ФЭО» в 2020 году, в качестве его филиала.

В 2023 году вошло в состав РАДОН.

Структура филиала «СевРАО» состоит из 4 блоков:

- управленческого блока, расположенного в г. Мурманске
- и трех производственных центров, где непосредственно проводятся работы по обращению с ОЯТ и РАО:

29.10.2025

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

- отделение губа Андреева;
- отделение Гремиха;
- отделение Сайда-губа.

Бывшая 569-я БТБ, расположенная в губе Андреева, известная также как самое большое в ВМФ хранилище ОЯТ, использовалась для перезарядки реакторов АПЛ и хранения РАО.

574-я БТБ в Гремихе была ориентирована на обслуживание АПЛ с жидкометаллическими теплоносителями носителями класса «Альфа» и АПЛ с водяными реакторами класса «Ноябрь».

За период эксплуатации баз было накоплено значительное количество ядерных и радиоактивных отходов, инфраструктура объектов была разрушена, объекты находились в аварийном состоянии.

Отделение Сайда-Губа представляет собой единый производственный спецкомплекс, состоящий из комплекса по долговременному хранению блоков реакторных отсеков и комплекса по обращению с РАО.

За 25 лет восстановлена инфраструктура обращения с ОЯТ и РАО. Вывезено 100% ОЯТ из отделения Гремиха. Ведутся работы по извлечению и вывозу ОЯТ в отделении губа Андреева. Создан Региональный Центр кондиционирования и долговременного хранения РАО в отделении Сайда-Губа. Подготовлены и размещены на долговременные хранение 124 реакторных отсека, а также блок-упаковки судов атомного технологического обеспечения.

ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ФГУП "РАДОН" ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

С. М. Лашенков, Е. П. Макаров, И. И. Кадыров

ФГУП "РАДОН", Сергиев Посад, Московская область, Россия

эл. почта: EPeMakarov@radon.ru, IIKadyrov@radon.ru, SMLaschenov@radon.ru

Федеральное государственное унитарное предприятие «Объединенный эколого-технологический и научно-исследовательский центр по обезвреживанию РАО и охране окружающей среды» создано в соответствии с постановлением Совета Министров СССР от 02.02.1960 как Центральная станция по переработке и захоронению радиоактивных отходов (РАО), позднее Центральная станция радиационной безопасности и ФГУП "РАДОН". С 2013 года согласно Указу президента Российской Федерации полномочия собственника имущества предприятия исполняет Госкорпорация «Росатом».

Распоряжением Правительства Российской Федерации предприятие включено в «Перечень организаций, эксплуатирующих особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты».

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.

29.10.2025

Секция 3. «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла: вывод из эксплуатации и обращение с ОЯТ и 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. Инновационный метод – кондиционирование отработанных ионообменных смол с их обезвоживанием и иммобилизацией в полимерную матрицу.

Все виды деятельности осуществляются в соответствии с нормативными требованиями и требованиями процедурных документов, технологических регламентов, инструкций, программ обеспечения качества.

Пункт хранения РАО (ПХРО) включает комплекс приповерхностных сооружений из 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.

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.

Накоплен определённый опыт по извлечению и кондиционированию ранее размещённых РАО.

Проведено исследование, направленное на сравнительную оценку вариантов вывода хранилищ из эксплуатации, либо их преобразования в объекты бессрочной изоляции РАО.

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 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.

29.10.2025

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

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») 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».

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.

29.10.2025

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

ПРИРОДОПОДОБНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ДЛЯ ИЗОЛЯЦИИ АКТИНИДОВ

С. В. Юдинцев

ИГЕМ РАН, Москва, Россия

эл. почта: s.v.yudintsev@yandex.ru

Концепция радиационной эквивалентности предполагает захоронение отходов (РАО) после достижения равенства между их потенциальной биологической опасностью (ПБО) и ПБО извлекаемого из недр сырья через приемлемый срок (до 400 лет) хранения РАО [1]. ПБО может рассчитываться как эквивалентная доза облучения от попадания радиоактивного вещества в организм человека, либо через объем воды или воздуха, который необходим для разбавления активности радионуклидов до безопасного уровня. Достижение радиационной эквивалентности РАО и урановой руды требует извлечения из отходов малых актинидов, их разделения и трансмутации: Am – в короткие сроки после сепарации, Cm – после хранения 70–100 лет с целью распада до ^{240}Pu . Альтернатива этому заключается в изоляции РЗЭ–МА фракции в емких минералоподобных матрицах, устойчивых в подземных водах, что доказано экспериментально и изучением природных минералов аналогов. Среди них хорошо известны [2, 3] матрицы типа Синрок (Synthetic rock, искусственная порода). В зависимости от условий синтеза могут образоваться стеклокерамики и керамики [2–4], что соответствует природным вулканическим либо интрузивным породам. Первые возникают при быстром охлаждении магм у поверхности, вторые – при медленном остывании расплавов на глубине. Обращение с актинидами путем иммобилизации в матрицы отвечает активно развиваемой в последние годы идее использования принципов природоподобных технологий и материалов, которые заимствованы у живой природы [5] или из неорганического мира [6]. Во втором случае такой подход назван «геологическая бионика – геоника» или «геомиметика». Сравнение подходов «сепарация–иммобилизация» и «сепарация–трансмутация» обращения с актинидами дано в таблице 1. Первый способ гораздо проще технологически, он дешевле и быстрее реализуем. В докладе приведены примеры матриц актинидов – разновидностей «искусственных пород».

Таблица 1. Способы обращения с Am и Cm в замкнутом ядерном топливном цикле

Вариант «сепарация – иммобилизация»	Вариант «сепарация – трансмутация»
Переработка ОЯТ и выделение фракции РЗЭ – МА (МА = Am, Cm) ^{(III)*}	
Синтез минералоподобных матриц РЗЭ–МА ^(II)	Разделение РЗЭ и МА ^(I)
Временное хранение (10-30 лет) ^(III)	Разделение Am и Cm ^(I)
Размещение в шахтном хранилище ^(III) / или в глубоких скважинах ^(II)	Изготовление топлива с Am ^(II)
	Облучение в РБН ^(III) или ЖСР ^(II)
	Переработка ОЯТ РБН ^(III)
	Длительное хранение Cm и ВАО ^(II)

* – Достигнутые уровни технологической готовности, УТИ/TRL: I – 1-3, II – 4-6, III – 7-9

ЛИТЕРАТУРА

1. Зеленая книга ядерной энергетики. Под ред. Е.О. Адамова, М.: АО «НИКИЭТ», 2024.
2. Ringwood A.E. Disposal of high-level nuclear wastes: a geological perspective // Mineralogical Magazine. – 1985. – V. 49. – P. 159–176.

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. Юдинцев С.В. Изоляция фракционированных отходов ядерной энергетики // Радиохимия. – 2021. – Т. 63(5). – С. 403–430.
4. Bardez-Giboire I., Kidari A. et al. Americium and trivalent lanthanides incorporation in high-level waste glass-ceramics // Journal of Nuclear Materials. – 2017. – V. 492. – P. 231–238.
5. Ковальчук М.В., Нарайкин О.С., Яцишина Е.Б. Природоподобные технологии: новые возможности и новые вызовы // Вестник РАН. – 2019. – Т. 89(5). – С. 455–465.
6. Лесовик В.С. Геоника. Предмет и задачи. 2-е изд., доп. Белгород: БГТУ, 2012. – 219 с.

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 (ГРР) поисковой и оценочной стадий. Цели и задачи указанных стадий обусловили преобладание геофизических и буровых методов изучения в общем комплексе ГРР. В ходе этих работ было пробурено 14 глубоких (до 700 м) скважин, расположенных в непосредственной близости от проектной зоны размещения ПГЗРО [1, 2].

По результатам выполненных работ заключением Комиссии ФБУ «ГКЗ» от 3 февраля 2016 года подтверждено, что по своим условиям участок Енисейский является потенциально пригодным для глубинного захоронения радиоактивных отходов. Наряду с этим определена необходимость дальнейшего доизучения условий размещения ПГЗРО, включая:

1) уточнение на вероятных путях миграции радионуклидов геологического строения, гидрогеологических условий и геоэкологической обстановки;

2) уточнение в пределах участка размещения параметров зон трещиноватости, показателей движения, в т.ч. возраста подземных вод; физико-механических и теплофизических характеристик горных пород, а также их сорбционно-миграционных свойств.

Экспертизой Ростехнадзора, проводившейся в 2016 году в рамках лицензирования деятельности ФГУП «НО РАО» по созданию ПГЗРО, также определена необходимость доизучения условий участка и района размещения.

В соответствии с этим, целью проводимых в настоящее время 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).

Реализацию данного комплекса работ запланировано осуществить как с земной поверхности – в ходе изучения зоны потенциального влияния ПГЗРО, так и из горных

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

выработок подземной исследовательской лаборатории – в ходе доизучения условий площадки размещения [3].

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.

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.

ЕСТЕСТВЕННАЯ РАДИОАКТИВНОСТЬ НЕДР УЧАСТКА ЕНИСЕЙСКИЙ ДЛЯ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

А. Ю. Озерский

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: ozerskiy@ibrae.ac.ru

Участок Енисейский был выявлен в результате длительных исследований, в результате которых Федеральным агентством по недропользованию он был признан пригодным для геологической разведки и опытной эксплуатации. В настоящее время на участке ведется строительство опытного объекта – подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ).

Положительное решение федерального органа управления недрами основано на огромном комплексе результатов геологоразведочных работ, определенное место среди которых принадлежит радиогеохимическим исследованиям недр, которые считаются необходимыми для обоснования пригодности участка для окончательной изоляции РАО [1, 2]. Применительно к создаваемой ПИЛ активность естественных радионуклидов (ЕРН) будет вызывать некоторое повышение дозовых нагрузок на персонал, а при извлечении горных пород на поверхность ЕРН могут поступать в окружающую среду.

Геологическое изучение участка «Енисейский» показало, что его недра образованы кристаллическими породами – гнейсами раннего архея, пронизанными дайками долеритов, доля которых не превышает 20% объема массива. Гамма-каротаж скважин показал, что все породы характеризуются невысокой активностью, причем максимальная мощность

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

экспозиционной дозы (МЭД) характерна для гнейсов (2–55 мкР/час), а МЭД даек долеритов не превышает 20 мкР/час). Индивидуальная годовая эффективная доза внешнего облучения для максимальной МЭД 55 мкР/час составит около 1 мЗв/год при 36-часовой рабочей неделе, что значительно ниже санитарных норм.

Гамма-спектрометрические анализы проб керна показали, что эффективная удельная активность гнейсов (в среднем около 200 Бк/кг) примерно в два раза выше, чем долеритов. По величине этого показателя, не превышающего ни в одной пробе 370 Бк/кг, все породы участка полностью соответствует требованиям I класса для строительных материалов, что позволяет использовать извлекаемые из выработок породы без каких-либо ограничений.

Около половины эффективной удельной активности гнейсов обеспечивается активностью ^{232}Th (в среднем около 90 Бк/кг), содержание которого в гнейсах в 1,7 раза выше его среднего содержания в литосфере. Причина повышенных концентраций тория в гнейсах пока неясна и требует дальнейшего изучения. ^{40}K обеспечивает в среднем около 35% эффективной удельной активности, а минимальный вклад в нее вносится радием (ураном).

Содержание всех ЕРН в породах даек ниже их средних концентраций в литосфере, но и в дайках ведущий вклад в их эффективную удельную активность вносится торием-232 (40 %). Треть активности долеритов создается калием-40, а пятая часть – радием (ураном).

Изучение распространения ЕРН в породах Енисейского участка показало, что они характеризуются невысокой эффективной удельной активностью, допускающей их использование во всех видах строительства. ЕРН, содержащиеся в породах, не создают угрозы облучения персонала в подземном сооружении и радиационного загрязнения окружающей среды при размещении пород в отвалах на поверхности.

ЛИТЕРАТУРА

1. НП-055-14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности». М.: Ростехнадзор, 2014, 54 с.
2. Siting of geological disposal facilities: A safety guide. International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, 1994. – Safety series No. 111-G-4.1, 33 p.

ПОВЕДЕНИЕ МАТЕРИАЛОВ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ В МОДЕЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

В. В. Крупская¹, С. В. Закусин¹, И. А. Морозов¹, Т. А. Королева¹, Е. А. Тюпина²,
П. П. Козлов², К. А. Бодырев³, Е. А. Савельева³, П. А. Блохин³

¹ *Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии
Российской академии наук, Москва, Россия*

² *Российский химико-технологический университет имени Д. И. Менделеева, Москва, Россия*

³ *Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук, Москва*

эл. почта: krupskaya@ruclay.com

В условиях захоронения радиоактивных отходов в кристаллическом массиве на участке Енисейский бентонитовые барьерные материалы будут подвергаться воздействию целого спектра внешних факторов, таких как температурное воздействие, инфильтрация грунтовых вод вмещающих пород, воздействие выщелата бетона, влияние продуктов коррозии металлического контейнера с радиоактивными отходами и других компонентов

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

системы инженерных барьеров (СИБ). Данные факторы могут оказать влияние на изоляционные свойства бентонитов, изменяя их исходные характеристики. Для оценки этих изменений, согласно стратегии исследований по обоснованию выбора глинистых материалов [1], необходимо проведение лабораторных и модельных экспериментов, имитирующие прогнозируемые условия в захоронении, в том числе с учетом критических ситуаций. Данный подход позволяет провести прогнозное моделирование поведения СИБ после закрытия захоронения.

По результатам проведенных экспериментов в течение последних 5 лет были выявлены основные преобразования состава бентонита и строения смектита при взаимодействии с модельными растворами, имитирующими поровые воды кристаллического массива на целевой глубине при повышенной температуре [2], с продуктами выщелачивания бетона [3] и коррозии металлических материалов [2]. Были описаны механизмы вхождения железа в структуру смектитов и окисления/восстановления железа в структуре смектита с соответствующими изменениями его заряда слоя. Подобные преобразования вместе с осаждением цеолитов и карбонатов приводят к некоторой модификации толщины гидратных оболочек и изменению сорбционных и фильтрационных свойств бентонитов. При этом воздействие бетона оценивается, обычно, как наиболее негативное из прогнозируемых в условиях ПГЗРО для бентонита за счет создания на контакте высокоминерализованной среды со значениями $pH > 12$. Однако, проведенные исследования по воздействию концентрированных растворов NaOH и KOH в течение длительного времени и при повышенной температуре показали высокую устойчивость рассматриваемых бентонитов, в первую очередь месторождений Минусинской впадины и, в частности, м-я 10-й Хутор, что подтверждает высокую эффективность их использования для создания буферного слоя. Полученные данные используются для моделирования эволюции СИБ, что является неотъемлемой частью прогнозирования жизненного цикла ПГЗРО после закрытия.

ЛИТЕРАТУРА

1. Крупская В. В. [и др.]. Обоснование выбора глинистых материалов для разработки инженерных барьеров безопасности при изоляции РАО в ПГЗРО на участке недр «Енисейский» // Радиоактивные отходы. 2023. № 2 (23). С. 98–112.
2. Морозов И. А. [и др.]. Преобразование бентонитовых глин инженерных барьеров безопасности в модельных условиях // Вестник Московского университета. Серия 4. Геология. 2025. № 5. В печати
3. Morozov I. [и др.]. Bentonite–Concrete Interactions in Engineered Barrier Systems during the Isolation of Radioactive Waste Based on the Results of Short-Term Laboratory Experiments // Applied Sciences. 2022. № 6 (12). С. 3074.

АКТУАЛЬНЫЕ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ЗАДАЧИ И ПРОБЛЕМАТИКА ПУНКТОВ ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ ЖРО

В. В. Сускин

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: yiksus@ibrae.ac.ru

Один из способов обращения с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО), образующимися в результате производственной деятельности крупных предприятий атомной отрасли, – захоронение в глубокозалегающие пласты-коллекторы путём контролируемого

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

нагнетания ЖРО с помощью скважин. Данная технология применяется с 1963 г. только в нашей стране, что делает её уникальной. При этом главная проблема обоснования соответствия технологии закачки ЖРО в глубокозалегающие пласты-коллекторы современным международным стандартам связана с её базовой концепцией — захоронением отходов в жидкой фазе без отверждения и отсутствием системы инженерных барьеров в общем понимании, что воспринимается зарубежными специалистами, как нарушение принципа мультibarьерности. В действительности же в концепции ПГЗ ЖРО присутствуют элементы многобарьерности в виде чередующихся водоупорных и водоносных горизонтов [1].

Несмотря на принятые меры [2], данную технологию не удалось обосновать как лучшую практику на уровне МАГАТЭ. Отражением этого стал законодательный запрет на создание новых полигонов в нашей стране (ст. 30 190-ФЗ).

Однако накопленный многолетний опыт эксплуатации таких объектов позволяет рассматривать не только продолжение возможности удаления в глубокозалегающие пласты-коллекторы образующихся ЖРО на предприятиях в существующие ПГЗ ЖРО, но и захоронение иных РАО, приведение которых к состоянию ЖРО будет технически осуществимо, и позволит разгрузить мощности других ПЗРО.

Расчётные исследования при этом являются ключевым и зачастую единственным инструментом для получения оценок безопасности в области обращения с РАО. Ключевым элементом обоснования возможности продолжения подземного захоронения ЖРО является оценка остаточной радиационной ёмкости эксплуатационных горизонтов. При этом, проблематика обоснования безопасности в части доверия к результатам компьютерных расчётов, ставит требованием уточнение радионуклидного состава ЖРО, направляемых на захоронение, и расширение сети мониторинга с увеличением проводимых лабораторных исследований проб из скважин, в том числе проб определения содержания радионуклидов в подземных водах эксплуатационных горизонтов для глубокого понимания текущей радиационной обстановки.

Ограниченность данных мониторинга и знаний об объёмных активностях компонент ЖРО затрудняет проведение верификации расчёта миграции этих компонент по натурным данным, что приводит к увеличению неопределённости прогнозных моделей и повышает их консерватизм.

Сложившаяся текущая ситуация на полигонах в совокупности с замечаниями регулирующего органа ставит необходимостью ускорение развития существующей концепции закрытия ПГЗ ЖРО с переходом от деклараций положений нормативных документов к конкретным утверждённым планируемым мероприятиям.

ЛИТЕРАТУРА

1. Дорофеев А. Н, Савельева Е. А., Уткин С. С., Позин А. В. и др. Эволюция обоснования долговременной безопасности ПГЗ ЖРО // Радиоактивные отходы. — 2017. — № 1. — С. 54 — 63.
2. Программа расчетно-экспериментальных исследований по обоснованию и оценке долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов в целях реализации рекомендаций миссии МАГАТЭ «Международное экспертное рассмотрение практики глубокой закачки жидких радиоактивных отходов в Российской Федерации» и обоснования концепции их закрытия, Москва, 2015 г.

30.10.2025

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

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

В соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии [1], паспорт РАО должен содержать все сведения, необходимые для подтверждения возможности безопасного захоронения. В работе приведен анализ данных по более чем 5000 контейнеров с целью оценки соответствия установленным требованиям, в том числе в части радионуклидного состава и степени заполнения контейнера.

В рамках работы была проведена предварительная оценка значимости долгоживущих сложно детектируемых радионуклидов в РАО АЭС на основании метода радионуклидного вектора. В качестве «расчетных» точек по активности реперных радионуклидов (Со-60, Cs-137) были приняты фактические данные отдельных паспортов переданных на захоронение РАО. Значимость содержания нуклидов оценивалась на основе значений ПЗУА [2], критериев освобождения твердых материалов от радиационного контроля (приложение 3 к ОСПОРБ-99/2010) [3] и предельных содержаний долгоживущих радионуклидов, при которых возможно их приповерхностное захоронение, оценки которых представлены в документе МАГАТЭ TECDOC-1380 [4]. Проведенный анализ показал необходимость оценки данных нуклидов в РАО АЭС. Также по отдельным нуклидам было выявлено, что применение разработанных методик приводит к существенно более высоким значениям активностей по сравнению с зарубежными данными. Это может быть вызвано особенностями технологического процесса или различной степенью консервативности при выполнении соответствующих оценок.

Выполнение требования об обязательном заполнении контейнера РАО и матричным материалом не менее, чем на 80% было проанализировано для отходов различной морфологии - металла, полимеров, солевого плава. В качестве упаковок были рассмотрены контейнеры типа НЗК-МР1, ЖБУ, КРАД-1,36, КРАД-Т, НЗК-150-1,5П, НЗК-РАДОН, КМЗ-РАДОН и КМЗ-3,3. Полученные значения плотности полимеров и солевого плава имеют небольшие отклонения от теоретических значений (что объясняется особенностями их морфологии), тогда как для металлических РАО разброс этих значений достаточно велик. На основании данных оценки для металлических РАО был сделан вывод о том, что для отходов данной морфологии есть проблемы с выполнением установленных требований.

По итогам проведенного анализа были сформулированы предложения по оптимизации процесса паспортизации РАО, а именно – совершенствование методик радионуклидных векторов с дополнением их отдельными данными по масштабирующим коэффициентам для радионуклидов, данные для которых отсутствуют либо были определены с недостаточной точностью вследствие малого количества исходных проб, изменение методического подхода к оценке содержания радионуклидов в РАО для целей захоронения и разработка цифрового инструмента паспортизации.

ЛИТЕРАТУРА

1. НП-093-14 «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения».
2. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» (с изменениями и дополнениями).

3. ОСПОРБ-99/2010 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности».
4. 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

Наличие инструментов для эффективной работы с информацией является одним из обязательных условий успешной реализации проектов создания ПЗРО [1]. При этом основными задачами являются: обеспечение всех участников проекта максимально полной на текущий момент информацией, управление выполнением программ исследований по проекту, обеспечение прозрачности аргументации при обосновании безопасности. При этом мультидисциплинарность, характерная для проектов создания ПЗРО, вызывают определенные сложности в части разработки унифицированного средства работы с информацией.

В качестве базовых подходов для управления информацией традиционно принято рассматривать реляционные базы данных, геоинформационные системы (ГИС), системы управления требованиями, и т.п. Современный ландшафт цифровых технологий гораздо шире, и их внедрение может принести заметную пользу на различных стадиях и в различных аспектах проектирования и демонстрации безопасности ПЗРО. Однако мультидисциплинарность и многомасштабность этих проектов неизбежно будет вызывать сложности при адаптации цифровых инструментов – но это не значит, что они не применимы, это значит, что реализация потребует не только стандартных программных средств, но и специализированных решений, а значит – времени на их разработку.

Особо хочется выделить два системообразующих тренда цифровизации проектов создания ПЗРО – это переход к интерактивным отчетам по обоснованию безопасности (цифровой ООБ, англ.: «digital safety case») [2] и внедрение цифровых двойников проектируемых объектов (англ.: «digital twin») [3]. Digital safety case предполагает, что ООБ хранится в виде структурированного документа с явно описанными связями между составляющими. Ключевые составляющие здесь – обобщающий результаты исследований текст и гиперссылки, которые позволяют более полно использовать этот текст за счет интерактивности и возможности проследить источники данных или предпосылки выводов и решений. Цифровой двойник в свою очередь – это виртуальное полномасштабное динамическое представление, достоверно описывающее свойства и поведение физического объекта-прототипа на протяжении всего его жизненного цикла или отдельных стадий. Здесь ключевая составляющая – набор многомерных полей значений характеристик, представляющих различные аспекты исследований, и соединение в едином пространственном представлении делает возможным их сопоставление и совместных анализ.

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

И цифровой ООБ, и цифровой двойник, а также другие используемые специальные средства не должны конкурировать, а должны дополнять друг друга. Но должно существовать и объединяющее их ядро, система-интерфейс или концепция цифровизации всего проекта, явно определяющая роли и задачи каждого из цифровых инструментов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Managing information and requirements in geological disposal programmes : Radioactive Waste Management and Decommissioning : NEA/RWM/R(2018)2. – Paris, France : OECD NEA, 2018.
2. В. С. Свительман, 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.
3. V. Svitelman, et al. Digital twin of underground research laboratory as a valuable instrument at early stages of a geological disposal programme// Environmental Earth Sciences. – 2025. – (in print). – DOI: 10.1007/s12665-025-12271-8.

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

Один из многообещающих трендов цифровизации высокотехнологичных и наукоемких областей – это концепция «цифровых двойников». Цифровой двойник – это виртуальное полномасштабное динамическое представление, описывающее свойства и поведение существующего или проектируемого реального объекта-прототипа [1].

Данная работа иллюстрирует возможности этой технологии в контексте объектов использования атомной энергии на завершающих стадиях жизненного цикла на примере разрабатываемого в настоящее время цифрового двойника подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) на участке Енисейский [2].

Исследования в подземной лаборатории (ПИЛ) – важный этап сбора данных для оценки безопасности пунктов глубинного захоронения радиоактивных отходов. В процессе работы ПИЛ накапливаются большие объёмы разнородной и разномасштабной информации, полученной многочисленными специалистами из различных областей.

Привлекательной идею разработки цифрового двойника для такого объекта делают такие возможности как:

- объединение всей доступной пространственной информации из разных источников в одном контексте и в рамках одного интерфейса;
- более наглядный и прозрачный процесс планирования экспериментов в ПИЛ, включая размещение экспериментальных камер, оборудования и коммуникаций;
- более эффективная демонстрация научных результатов и технических 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

В качестве инструмента используется фреймворк Unreal Engine (UE), предоставляющий возможности для создания реалистичной 3D-визуализации и пользовательского интерфейса. Создание цифрового двойника — многоэтапный процесс, который включает: сбор исходных данных (чертежи, результаты лазерного сканирования и др.), их обработку (вручную и с помощью скриптов на языке Python), построение инженерной модели в САПР, добавление геологических данных и интеграцию всех компонентов в UE. После сборки разрабатывается интерфейс для взаимодействия пользователей с моделью. При этом цифровой двойник не является статичным, он требует регулярного обновления, тестирования и валидации, чтобы адекватно отражать актуальное состояние объекта-прототипа и связанной с ним исследовательской информации.

На текущем этапе в прототип цифрового двойника ПИЛ включены [1]: САПР-модели конструкции (стволы, выработки), исследовательских камер и скважин, информация о рельефе и объектах инфраструктуры, структурная геологическая модель, численные модели отдельных планируемых экспериментов. В дальнейшем система будет развиваться вместе с лабораторией-прототипом, предоставляя специалистам визуализацию текущего состояния объекта, удобный доступ к исследовательским данным и современный инструмент для информированного принятия решений.

ЛИТЕРАТУРА

1. Digital twin of underground research laboratory as a valuable instrument at early stages of a geological disposal programme / V. Svitelman, A. Rukavichnikova, D. Lunov [et al.] // Environmental Earth Sciences. – 2025. – DOI: 10.1007/s12665-025-12344-8.
2. Подземная исследовательская лаборатория в Нижнеканском массиве: эволюционная проработка облика / А. А. Абрамов, Л. А. Большов, А. Н. Дорофеев [и др.] // Радиоактивные отходы. – 2020. – № 1 (10). – С. 9-21. – DOI: 10.25283/2587-9707-2020-1-9-21.

ПРОБЛЕМЫ ВЫБОРА ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛОВ И ТЕХНОЛОГИЙ СОЗДАНИЯ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТОВ ДОЛГОСРОЧНОГО ХРАНЕНИЯ И ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

О. А. Ильина

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: ilina@ibrae.ac.ru

Основы Госполитики в области ядерной и радиационной безопасности, планы развития единой государственной системы обращения с РАО и мероприятия Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2035 года» предусматривают большой объем работ по созданию пунктов захоронения РАО и консервации пунктов размещения особых РАО, а в перспективе и резкое увеличение объемов переработки ОЯТ, что повысит актуальность создания новых пунктов захоронения РАО различных типов.

Российский и зарубежный опыт убедительно показывают, что для создания инженерных барьеров безопасности (ИББ) целесообразно использование глин в качестве буферных материалов, а также гидроизолирующих слоев подстилающих и покрывающих экранов. Для крупных объектов размещения особых РАО барьерные глинистые материалы

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

(БГМ) являются единственными подходящими изолирующими материалами. Ожидаемый рост объемов применения БГМ ближайшие десятилетия составит более чем 5 раз и потребуются совершенствование регламентации и технологий их производства и применения, в том числе для конкретных объектов, с глубокой научной проработкой этих вопросов на современном уровне развития науки и техники.

Нарастание объема исследований по изолирующим свойствам БГМ, характерное для последних лет, позволило оценить широту диапазона свойств природных глин, которые даже с преобладанием одного минерала (каолиновые, смектитовые) не демонстрируют однообразия свойств из-за природной полиминеральной природы. Задача определения ключевых характеристик глинистых материалов для целевого применения в приложении к основным типам РАО на объектах размещения и захоронения в полном объеме не решена.

При оценке долговременной безопасности наблюдается дефицит подходов к подтверждению срока службы барьеров из БГМ. Принимаемые в проектах сроки в сотни лет не имеют под собой количественного обоснования. Несмотря на недостаточность информации, при создании новых объектов не создаются адекватные системы мониторинга и оценки состояния ИББ во времени, хотя пассивные наблюдения могли бы обеспечить массив данных для выполнения прогнозов.

Научные задачи обоснования выбора БГМ и технологий создания ИББ могут быть сформулированы следующим образом:

- 1) Определение набора внешних и внутренних процессов и факторов, способных повлиять на свойства БГМ, выявление закономерностей этих изменений и формирование подхода к прогнозированию срока службы;
- 2) Разработка научно-обоснованного метода выбора БГМ и технологий их применения по критериям надежности, долговечности и экономической эффективности;
- 3) Имплементация имеющихся данных о БГМ в нормативные и методические документы по проектированию, контролю качества и мониторингу ИББ.

В докладе представлено современное состояние в исследованиях БГМ, подходы к численной оценке срока службы ИББ из БГМ. Выполнен анализ полноты нормативных требований в данной области, сформированы рекомендации и меры по обеспечению эффективности технических решений по созданию ИББ из БГМ, обеспечивающих долговременную безопасность пунктов размещения, консервации и захоронения РАО.

АПРОБАЦИЯ МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ СОСТОЯНИЯ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ ТВЕРДЫХ РАО ПОСЛЕ ЗАКРЫТИЯ МЕТОДОМ НАЗЕМНОЙ ЛАЗЕРНОЙ СЪЕМКИ

Ин. И. Линге, А. С. Нужный, Е. А. Савельева

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: iil@ibrae.ac.ru

Целостность инженерных барьеров безопасности приповерхностного пункта захоронения РАО (ППЗРО) после закрытия – ключевая характеристика оценки безопасности. В развитие методов и инструментов контроля целостности разработан проект Методики оценки состояния барьеров безопасности с применением методов наземной лазерной съемки (НЛС) и информационного моделирования (Методика). Работа посвящена результатам

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

апробации Методики в 2025 г. на пилотных объектах – пунктах хранения РАО ЭИ-2 (АО «ОДЦ УГР») и №7,7а,8,8а (НПК – Сергиево-Посадский филиал ФГУП «РАДОН»).

Применение НЛС не устраняет традиционного подхода к контролю деформаций с использованием опорной сети. Рекомендация по результатам анализа создания опорных сетей на площадках пилотных объектов – закладка долговременных опорных пунктов сети, в т.ч. с учетом сохранения знаний о расположении объекта на срок более 100 лет. По результатам апробации получен измерительный объем НЛС – 40–80 файлов точечных моделей (ТМ) за один цикл измерений объекта. Взаимное ориентирование точечных моделей по контрольным точкам, определяемым по центру марки ВОТА8 [1], подтвердило плановые погрешности Методики: среднюю квадратическую ошибку (СКО) определения точки центра прототипа марки ВОТА8 [1] менее 1,3 мм и предельную СКО взаимного ориентирования двух ТМ в 1 мм; накопленную ошибку взаимного ориентирования ТМ цикла съемки до 5,5 мм; СКО измерения расстояний (линейных параметров деформации) по точечной модели цикла съемки в пределах требований к IV классу точности измерений [2] – до 12 мм. Сравнение циклов съемки алгоритмом множественного сравнения облаков точек (МЗС2) в общей системе координат опорной сети показало достижимость определения и вычисления минимально значимых параметров деформаций покрывающего экрана: линейных (вертикальное и горизонтальное смещение) – 30 мм, площадных (например, площадь оголения материала) – 0,25 м² и объемных (провал) – 0,25 м³. Дополнительно Методикой осуществляется моделирование деформаций (геометрической формы, пространственного расположения и параметров) в составе цифровой информационной модели, описывающей деформации и вычисленные параметры оценки состояния элементов барьеров безопасности на текущий период контроля. Подход с поставкой заинтересованным сторонам данных по характеристикам оценки безопасности инженерных барьеров в цифровом виде требует стандартизации схемы данных IFC-классов элементов как информационной модели проектного состояния пунктов хранения или ППЗРО, так и модели деформаций инженерных барьеров безопасности.

Возможности совершенствования Методики заключаются в применении высокоточной глобальной спутниковой системы навигации для привязки результатов НЛС к опорной сети, доработки прототипа марки ВОТА8 до промышленного образца, развитии методов сравнения циклов съемки и автоматизации обработки данных.

Результаты апробации Методики позволяют рекомендовать ее к применению на других объектах.

ЛИТЕРАТУРА

1. J. Janssen, Tomislav Medic, Heiner Kuhlmann and Christoph Holst, Institute of Geodesy and Geoinformation, University, Decreasing the Uncertainty of the Target Center Estimation at Terrestrial Laser Scanning by Choosing the Best Algorithm and by Improving the Target Design, 2019;
2. ГРУНТЫ. Методы измерения деформаций оснований зданий и сооружений, ГОСТ 24846-2019, Москва, 2019;
3. Dimitri Lague, Nicolas Brodu, Accurate 3D comparison of complex topography with terrestrial laser scanner: application to the Rangitikei canyon (N-Z), Université Rennes, University of Canterbury.

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 ППЗРО

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

В настоящее время в Республике Беларусь «Стратегией обращения с радиоактивными отходами» (пост. Совета Министров Республики Беларусь от 15.02.2023 № 128), предусмотрено сооружение централизованного пункта захоронения модульного типа для всех видов имеющихся и образуемых в стране радиоактивных отходов, включая отходы Белорусской АЭС. Согласно «Стратегии обращения с отработавшим ядерным топливом Белорусской атомной электростанции», утвержденной постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 22.08.2019 № 558, в Республику Беларусь подлежит возврату инновационная форма остеклованных РАО переработки отработавшего ядерного топлива (далее – ОЯТ) Белорусской АЭС, в основном содержащая изотопы цезия и стронция («короткоживущая» фракция высокоактивных отходов, далее – КФ ВАО). Выбор способа захоронения регламентируется [1, 2] с учетом класса РАО радиационной опасности, в частности, РАО класса II, содержащие радионуклиды с периодом полураспада не более 31 года подлежат захоронению в пунктах захоронения (далее – ППЗРО), размещаемых на глубине до 100 метров без предварительной выдержки в целях снижения тепловыделения, а также РАО III класса радиационной опасности с периодом полураспада радионуклидов более 31 года. Предельные значения активности и удельные активности каждого значимого радионуклида для захоронения определяются в проекте на основании оценки его безопасности.

Количественным показателем при оценке безопасности является 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 опасности здоровью населения и биоте.

С целью оценки защитных свойств модельной площадки ППЗРО ранее отобранной в качестве перспективной для захоронения эксплуатационных РАО Белорусской АЭС [3], выполнены оценки активности радионуклидов, содержащихся в КФ ВАО переработки ОЯТ Белорусской АЭС к моменту снижения до уровня, соответствующего II классу радиационной опасности, и проведены расчетные исследования зоны влияния ППЗРО при размещении КФ ВАО в сопоставлении с размерами зоны возможного влияния при захоронении РАО III класса радиационной опасности.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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).
2. Положение о порядке и критериях отнесения радиоактивных отходов к классам радиационной опасности (утв. Пост. Совета Министров РБ от 21.08.2020 № 497).
3. 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).

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. 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.

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

За время эксплуатации 1–2 блоков Ленинградской АЭС в приреакторных бассейнах выдержки накопилось большое количество некондиционных отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС), вывоз которых в хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) по штатной технологии был невозможен. Значительная часть таких ОТВС образовалась в результате проведения научно-исследовательских работ при разработке новых видов топлива для реакторов РБМК. В результате таких работ в приреакторных горячих камерах ОТВС демонтировались части ОТВС и отдельных твэлов, после чего некондиционная ОТВС (НОТВС) размещалась в отдельном пенале.

В соответствии с проектом обращения с НОТВС, для возможности транспортировки каждая НОТВС разделяется на два пучка, каждый из которых помещается в отдельную герметичную ампулу. Для паспортизации каждой ампулы с пучком или фрагментом ОТВС требовалось спроектировать и изготовить измерительную установку, разработать и аттестовать соответствующую методику измерений. Кроме этого, при разделке пеналов с НОТВС возможно образование просыпей на дне бассейна выдержки, которые так же необходимо было локализовать и определить в них массу ЯМ.

Для проведения необходимых работ на Ленинградской АЭС разработаны следующие измерительные установки и методики измерений:

- оборудование для диагностики НОТВС;
- установка паспортизации ЯМ на основе установки МКС РБМК (УП МКС РБМК).
- установка оперативного контроля герметичности УОКГ-1.
- установка контроля наличия просыпей ядерного топлива в иловых отложениях источника на основе импульсного нейтронного источника;
- установка паспортизации ЯМ на основе импульсного нейтронного источника.

Установки разработаны для подводной эксплуатации в условиях приреакторного бассейна выдержки. Для каждой установки разработана и аттестована соответствующая методика измерений.

Установки были успешно внедрены на энергоблоках 1, 2 Ленинградской АЭС, что позволило провести паспортизацию ОЯТ, выполнить требования ядерной и радиационной

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

безопасности и системы государственного учета и контроля ядерных материалов, полностью удалить ядерные материалы и перевести энергоблоки в ядерно безопасное состояние.

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

В соответствии с принятым в 2012 г. в Госкорпорации «Росатом» решением, в отделении Гремеха СЗЦ «СевРАО» - филиала ФГУП «РАДОН» в 2012–2024 гг. производилась покассетная разборка отработавших выемных частей (ОВЧ) реакторов с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем, которые эксплуатировались с 1960-х по 1990-е годы. В период с 2012 по 2024 г. успешно выполнена разборка 11 ОВЧ разных типов.

Обращение с ОВЧ является технически сложной задачей, требующей строгого соблюдения норм и требований ядерной и радиационной безопасности, четкой 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:

- подъем ОВЧ из ячейки хранилища Х-1 или Х-2 в приспособление для перегрузки ОВЧ, перенос ОВЧ в ячейку разогрева;
- разогрев ОВЧ в ячейке № 1 хранилища Х-1 до температуры сплава в баке хранения не менее 180°C;
- подъем ОВЧ в скафандр разгрузочный с контролем истечения сплава из внутреннего объема ОВЧ в бак хранения, удаление расплавленного сплава из бака хранения в специальные емкости;
- перемещение ОВЧ в специальный бак для разборки ОВЧ, кантование ОВЧ на 180° и перенос на стапель для 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.

Для сопровождения вышеназванных работ выполняли расчеты для обоснования ядерной и радиационной безопасности согласно требованиям НРБ-99/2009, ОСПОРБ-99/2010, НП-061-05, НП-053-05, в том числе расчеты биологической защиты:

- боковой защиты стапеля разборки;
- защиты на плите наведения;
- дополнительной защиты ТУК-143.

Расчеты выполнялись с использованием программы MCNP и 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

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ НЕОБХОДИМОЙ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ПЕЧИ ЭП-6

М. Ю. Сметанин, С. В. Денисов

ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, Россия

эл. почта: mayak@po-mayak.ru

В рамках работ по проектированию печи ЭП-6 выполнен расчет биологической защиты. В результате расчетов показано, что мощность дозы за биологической защитой помещений будет определяться только фотонным излучением четырех бидонов с остеклованными ВАО, расположенными в камере разлива стекла, где образуются зоны «прострела» фотонного излучения.

С использованием проектных данных была разработана соответствующая трехмерная модель для расчета по программе MCNP. Трехмерные отображения фрагментов геометрии расчетной области помещения и печи ЭП-6 показано на рисунке 1.

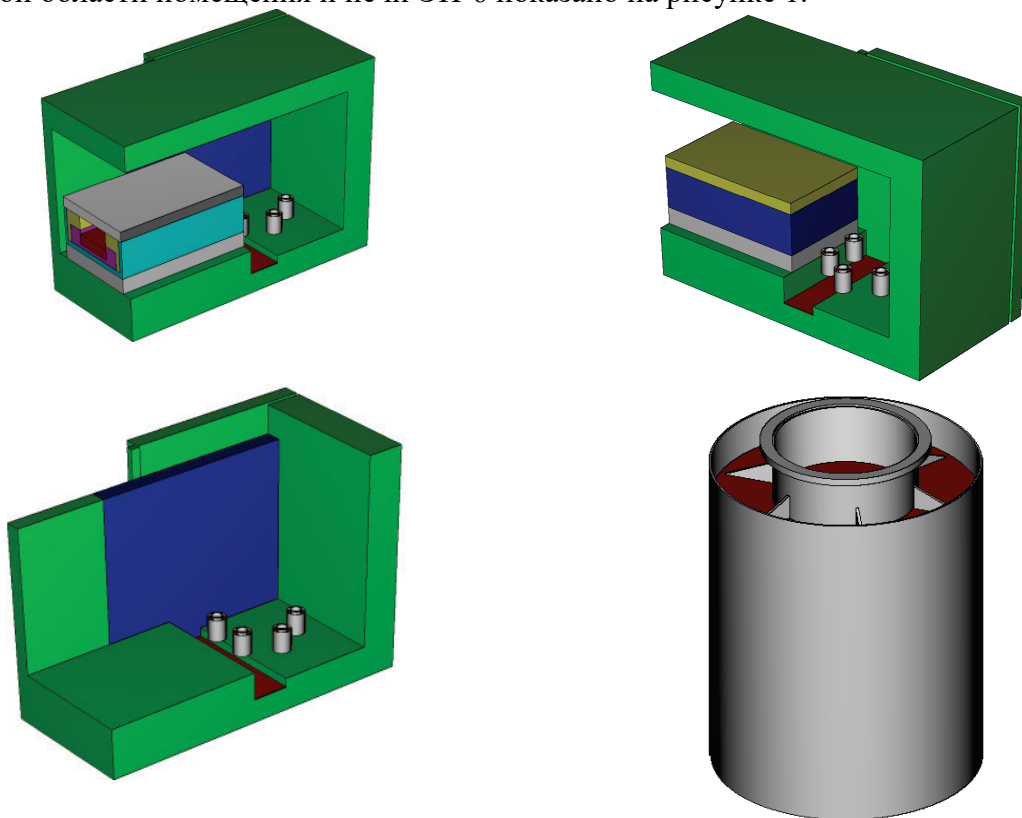


Рис. 1. Трехмерное отображение фрагментов геометрии расчетной области

Полученные результаты расчета показывают, что при предполагаемой конструкции биологической защиты, состоящей из тяжелого и обычного бетонов, МАЭД на ее поверхности не превысит допустимого значения для временного пребывания персонала, равного 12 мкЗв/ч.

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

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

Согласно рекомендациям руководства по безопасности РБ-003-21 [1] все оценки, лежащие в основе обоснования долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения радиоактивных отходов (РАО), необходимо сопровождать анализом неопределенностей. Результаты таких оценок будут определяющими для принятия решений по выбору варианта обращения с РАО и должны быть получены с меньшей степенью консерватизма.

В рамках работы выполнен анализ влияния неопределенности исходных данных на результаты расчетов радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 и РАО от его переработки.

Расчеты характеристик ОЯТ проводились с помощью программы нуклидной кинетики TRACT [2] из программного комплекса КОРИДА [3], разрабатываемого в ИБРАЭ РАН. TRACT обладает широким спектром расчетных 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].

В качестве источников неопределенности расчетных характеристик ОЯТ рассмотрены: начальный состав материала, плотности потоков нейтронов, времена облучения, ядерно-физические константы, включая сечения реакций, постоянные распада нестабильных изотопов и т.д. Исходный состав материалов и времена облучения взяты из открытых источников (публикаций, документов ГОСТ и ТУ), ядерно-физические константы - из современных библиотек ядерных данных [4–6], а плотность потока нейтронов оценена с использованием кода TDMCC [8] (модуль программного комплекса КОРИДА).

В качестве меры для оценки неопределенности расчетных значений использованы стандартные (среднеквадратичные) отклонения от средних значений, полученные в результате 7 000–20 000 запусков расчета с различными наборами значений варьируемых параметров. Для выделения тех исходных параметров, которые в большей степени влияют на неопределенность результата расчета, применен вариационный метод анализа чувствительности – метод Соболя [9].

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 TRACT для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 95—104.
3. 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.
4. Packer L. W., Sublet J.-Ch. The European Activation File: EAF-2010 decay data library, CCFE-R (10) 02, 2010.

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

5. Koning A., Forrest R., Kellett M., [et al.]. JEFF Report 21: The JEFF-3.1 Nuclear Data Library. 2006.
6. 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.
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. Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2010614412 от 07.07.2010.
9. 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.

ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ СИСТЕМЫ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

Е. О. Кузнецова

Госкорпорация «Росатом», Москва, Россия

эл. почта: EkOKuznetsova@rosatom.ru

В соответствии с ФЗ-190 [1] Госкорпорация «Росатом» осуществляет финансирование деятельности по захоронению РАО за счет средств специального резерва, который наполняется в соответствии с общепризнанным в мире принципом «загрязнитель платит»: эксплуатирующие организации осуществляют оплату путем ежеквартальных отчислений. Размер таких отчислений определяется исходя из тарифов на захоронение РАО и утвержденного прогнозируемого объема образования кондиционируемых РАО.

Первоначальное установление тарифов на захоронение РАО (на период регулирования 2013–2017 гг.) было утверждено приказом Минприроды России в 2013 году [2]. Документ разработан в соответствии с ФЗ-190 [1], Порядком государственного регулирования тарифов на захоронение РАО [3], а также на основании предложения, представленного органом государственного управления в области обращения с радиоактивными отходами – Госкорпорацией «Росатом». С 2016 года уполномоченным регулирующим органом выступает ФАС России [4].

За 12 лет в понимании реальной стоимости захоронения произошли существенные изменения (формирование проектно-сметной стоимости ПЗРО, опыт эксплуатации): например, стоимость строительства ППЗРО (в сопоставимых ценах 2025 года) выросла в 5–10 раз от первоначальных оценок. Параметры производственной и инвестиционной программ ФГУП «НУ РАО» были значительно пересмотрены (редакции 2013/2025 гг.): период реализации – до 2035 г./ до 2060 г.; кол-во ПЗРО – 16/5 шт.; мощности – 1,7/1,2 млн куб. м.; индекс-дефлятор 2013-2035 (прогноз) – 3,08/3,36; удельная необходимая валовая выручка для классов 3, 4 (средний тариф на всем периоде регулирования) – 83/242 тыс. руб./куб. м.

С учетом того, что тарифы для классов 3, 4 устанавливаются методом с использованием долгосрочных параметров регулирования, при котором расчетный период определяется исходя из продолжительности программ национального оператора (то есть до 2060 года), эти изменения должны были отразиться на росте тарифов, однако их инертность

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

сохранялась и не всегда откликалась даже на рост инфляции. Этот дисбаланс «накапливает» недополученные доходы в будущем и в заданных условиях модели может быть выровнен только за счет быстрой индексации тарифа (в 2 раза выше прогнозного ИПЦ) до конца периода планирования, что принципиально противоречит политике долгосрочного регулирования. В противном случае, возникает высокий риск «хронического» недофинансирования программ национального оператора, неисполнения принятых обязательств по захоронению РАО, отложенных решений и формирования «нового» ядерного наследия.

В сложившейся ситуации назрел вопрос рассмотрения возможности оптимизации тарифной модели на захоронение РАО.

ЛИТЕРАТУРА

1. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации: Федер. закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ (в ред. от 02.07.2013 № 188-ФЗ).
2. Приказ Минприроды России от 13.03.2013 N 89 "О первоначальном установлении тарифов на захоронение радиоактивных отходов".
3. Постановление Правительства РФ от 03.12.2012 N 1249 "О порядке государственного регулирования тарифов на захоронение радиоактивных отходов".
4. О внесении изменений в некоторые акты Правительства Российской Федерации: постановление Правительства РФ от 14.09.2016 № 920.

ПЛАНИРОВАНИЕ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ С ПРИМЕНЕНИЕМ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ ИАС РАО

Е. Г. Мамчиц, А. Ю. Иванов, А. А. Самойлов

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: egor@ibrae.ac.ru

Долгосрочное планирование ресурсных и бюджетных ограничений, а также финансовых потоков является важным аспектом повышения эффективности деятельности по обращению с радиоактивными отходами (РАО) в Российской Федерации.

Инструментом моделирования, учитывающим необходимые математические методы, является разработанная в 2023 году Информационно-аналитическая система планирования деятельности по обращению с накопленными, эксплуатационными РАО и РА от ВЭ (далее – ИАС РАО) [1]. ИАС РАО представляет собой импортонезависимую цифровую платформу, включающую базу данных и расчетный программный комплекс, позволяющий прогнозировать нагрузку на инфраструктуру по обращению с РАО и оценивать стоимость операций. С помощью системы рассчитываются финансово-экономические показатели технологических процессов, результаты которых представляются в аналитических отчетах. На основании полученных результатов принимаются решения по ключевым вопросам развития системы обращения с РАО.

Внедрение цифровых технологий в практику планирования и управления работ по обращению с РАО и ВЭ ЯРОО направлено на уменьшение сроков и стоимости реализации проектов без ущерба для безопасности [2]. ИАС РАО имеет предпосылки для интеграции с

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

производственными системами отраслевых предприятий и со временем синхронизироваться с существующими системами учета и контроля в рамках единой цифровой среды.

Система включает моделирование экономических, физическо-химических, технологических процессов, для которого необходимо применение значительного набора математических методов, включая методы решения задач динамического программирования, оптимизационных задач, стохастическое и детерминированное моделирование, теорию графов и ряд других.

Внедрение ИАС РАО в практику планирования вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов и обращения с радиоактивными отходами позволит оптимизировать управление ресурсами и бюджетом. Гибкость системы, основанная на динамическом моделировании и анализе данных, позволяет адаптировать планы к изменениям бюджета, нормативов или технологий.

ЛИТЕРАТУРА

1. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ «Информационно-аналитическая система планирования деятельности по ВЭ ЯРОО и обращению с накопленными и производственными РАО».
2. 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

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

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 **К вопросу формирования системы** 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 проектирования инфраструктуры по обращению с РАО, включая развитие системы захоронения.

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 выводе из эксплуатации блоков АС источниками радиоактивного загрязнения оборудования и строительных конструкций являются наведенная активность, сформировавшаяся в результате активации материалов под действием потока нейтронов, и поверхностное загрязнение, обусловленное контактом материалов с радиоактивными средами.

Одним из чувствительных моментов, влияющих на итоговые оценки объемов РАО, является выбор производственно-технологических цепочек 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 к критериям приемлемости для передачи отходов на захоронение.

В докладе приведены результаты прогнозных оценок объемов и классификации РАО, образующихся при выводе из эксплуатации блока АС с реактором ВВЭР-1000. Эти оценки учитывают как активированные, так и поверхностно загрязнённые материалы, образующиеся при эксплуатации блока АС. Изложены подходы к выполнению прогнозных оценок и расчетов количества, вида и классов активированных и поверхностно загрязнённых РАО, включая вторичные РАО. Описаны исходные данные, расчетные средства, а также принятые приближения и допущения, использованные при выполнении оценок.

АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ХАРАКТЕРИЗАЦИИ РАО ПО РАДИАЦИОННОМУ ФАКТОРУ

А. С. Коротков, Д. А. Шаров

АО «ВНИИАЭС», Москва, Россия

эл. почта: ASKorotkov@vniiaes.ru

Одной из важнейших проблем ядерной энергетики является обращение с радиоактивными отходами (далее – РАО), включая их захоронение, с учетом социального и экономического факторов, а также предотвращения возложения чрезмерного бремени на будущие поколения.

Выбор способов обращения (включая захоронение) с РАО во многом зависит от их радиологической опасности, которая определяется радионуклидным составом и удельной активностью отдельных радионуклидов в отходах. Эти характеристики, согласно принятой российской и международной практике, устанавливаются при паспортизации (международный термин – характеристика) упаковки или партии РАО.

С принятием Федерального закона № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами...» от 11.07.2011 и сопутствующих подзаконных актов, норм и правил, в ряду других важных положений, установлены требования об:

- обязательной передаче РАО на захоронение Национальному оператору по обращению с РАО, проверяющему соблюдение критериев приемлемости;
- указании в паспорте РАО значений удельной активности радионуклидов, перечень которых должен быть согласован с НО РАО,
- ограничении срока временного хранения РАО до передачи НО РАО (в соответствии с приказом Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» от 17.05.2021 № 1/7-НПА для РАО АС этот срок составляет 15 лет).

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

Критерии отнесения отходов к РАО и критерии классификации РАО для захоронения установлены Постановлением Правительства РФ № 1069 от 19.10.2012.

Для корректного установления класса РАО и соответствующего способа их безопасного захоронения в паспорте РАО должны указываться значения удельной активности радионуклидов, представляющих долговременную радиологическую опасность после захоронения. Большая часть этих радионуклидов относится к так называемым сложнодетектируемым радионуклидам, непосредственное измерение активности которых методами неразрушающего контроля невозможно.

Определение радиационных характеристик РАО АЭС для передачи на захоронение национальному оператору по обращению с РАО регламентируется ГОСТ Р 59968-2021 «Радиоактивные отходы атомных станций. Определение радиационных характеристик для передачи на захоронение».

В докладе рассматриваются актуальные вопросы характеризации РАО АЭС по радиационному фактору, включая:

- подходы к определению оптимального перечня контролируемых радионуклидов в РАО;
- особенности применения методологии радионуклидного вектора для контроля содержания в РАО сложнодетектируемых радионуклидов;
- текущее состояние внедрения ГОСТ Р 59968-2021 в практику характеризации РАО на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом».

ОПЫТ АО «НИКИМТ-АТОМСТРОЙ» ПО СОЗДАНИЮ КОМПЛЕКСОВ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ РАО

Д. А. Федоров

АО «НИКИМТ-Атомстрой», Москва, Россия

эл. почта: FedorovDA@atomrus.ru

Использование радиоактивных материалов в народном хозяйстве и на АЭС приводит к образованию большого количества радиоактивных отходов (РАО).

Ежегодно в Российской Федерации образуется:

- свыше 4,0 млн м³ ЖРО суммарной активностью $\approx 2,0 \cdot 10^{18}$ Бк;
- более 1 млн т ТРО суммарной активностью до $2,5 \cdot 10^{14}$ Бк.

Кроме того, в Российской Федерации уже накоплено более 500 млн м³ ЖРО и свыше 80 млн т ТРО.

В связи с этим задача создания комплексов переработки РАО (КП РАО) для снижения объемов отходов и их кондиционирование в соответствии с действующими нормативными требованиями.

АО «НИКИМТ-Атомстрой» обладает многолетним успешным опытом по проектированию, сооружению и введению в эксплуатацию КП РАО.

АО «НИКИМТ-Атомстрой» ввел в эксплуатацию КП РАО на:

- Игналинской АЭС,
- Белорусской АЭС;
- Курская АЭС-1.

В состав КП РАО входят:

- Система фрагментации РАО;
- Система дезактивации ТРО и ПВХ;

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

- Система прессования ТРО;
- Системы сжигания и пиролиза;
- Система цементирования;
- Система концентрирования ЖРО.

Внедрение технических и технологических решений, разработанных АО «НИКИМТ-Атомстрой» и внедряемых на КП РАО, позволяет в десятки и сотни раз сократить объем образующихся РАО.

Эксплуатация оборудования и технологий по обращению с РАО являются эффективными, экономически обоснованными и экологически безопасными для окружающей среды.

ЛИТЕРАТУРА

1. Прогноз объема захоронения радиоактивных отходов на 2021–2030 гг./ НО РАО Росатом. URL: <https://www.norao.ru/waste/prognoz-obemazakhoroneniya-radioaktivnykh-otkhodov-na-2021-2030-gg> (дата обращения: 10.01.2023).
2. РАО в Приволжье разложили по схеме. URL: <http://atomicexpert-old.com/content/rao-v-privolzhe-razlozhili-po-sHEME> (дата обращения: 10.01.2023).
3. Шаталов В.В. Анализ количественного состава и качественного состояния накопленных РАО. / Шаталов В.В. // Бюлл. по атомной энергии. – 2002. – №7. – 15–24 с.
4. Второй Национальный доклад Российской Федерации по выполнению обязательств, вытекающих из Объединенной Конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами» // М. – 2009. – 135 с.
5. Агапов, А.М. Стратегия и состояние обеспечения ядерной и радиационной безопасности на этапе инновационного развития отрасли. / Агапов А.М.// М. – Тематический сборник «Ядерная и радиационная безопасность России». – Вып. 9. – 2010. – 8-34 с.
6. Дмитриев, С.А. Обращение с радиоактивными отходами. / Дмитриев С.А., Стефановский С.В. // – М. – Изд. Центр РХТУ им. Д.И. Менделеева – 2000. – 125 с.
7. МАГАТЭ. Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами, INFCIRC/546. // – МАГАТЭ. – Вена. – 1997.
8. МАГАТЭ. Принципы обращения с радиоактивными отходами. // Серия изданий по безопасности № 111-F. – МАГАТЭ. – Вена. – 1996.
9. МАГАТЭ. Обращение с радиоактивными отходами перед их захоронением, включая снятие с эксплуатации. [Текст] // Серия изданий по безопасности № WS-R-2. – МАГАТЭ. – Вена. – 2003.
10. Шишиц, И.Ю. Основы инженерной георадиоэкологии. // – М. – Изд. Московского государственного горного университета. – 2005. – 710 с.

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

ОБОСНОВАНИЕ ПРИЕМЛЕМОСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ЗАРУБЕЖНОГО ОЯТ В РФ (ПОСЛЕ ВЫДЕЛЕНИЯ «КОРОТКОЖИВУЩЕЙ» ФРАКЦИИ)

Т. А. Александрова¹, А. А. Самойлов¹, Г. Д. Неуважаев¹, А. А. Аракелян¹,
И. В. Гусаков-Станюкович², А. В. Шереметьев²

¹ *Институт проблем безопасного развития атомной энергетики*

Российской академии наук, Москва

² *АО «Техснабэкспорт», Москва, Россия*

эл. почта: aleksandrova_ta@ibrae.ac.ru

Согласно концепции продуктового направления «Сбалансированный ЯТЦ» (далее - «СБЯТЦ») после переработки в РФ ОЯТ зарубежного поставщика в страну поставщика подлежат возврату высокоактивные отходы в виде «короткоживущей» фракции (КФ ВАО) для последующего захоронения на территории страны данного поставщика ОЯТ.

Обоснование безопасности захоронения КФ ВАО от переработки ОЯТ в «среднеглубинном» ПЗРО, а также концептуальный проект ПЗРО, в котором возможно захоронение КФ ВАО, продемонстрировали принципиальную возможность захоронения КФ ВАО от переработки ОЯТ в приповерхностном / «среднеглубинном» ПЗРО, исключающую необходимость создания могильника в глубокой геологической формации в стране поставщика ОЯТ [1-3].

В то же время требует рассмотрения вопрос обращения с «долгоживущей» фракцией радиоактивных отходов (ДФ РАО) от переработки ОЯТ зарубежного поставщика, остающейся на территории РФ.

Для подтверждения возможности обращения с ДФ РАО от переработки ОЯТ, в рамках данного доклада представлены результаты оценки готовности инфраструктуры РФ к обращению с подобными РАО, а также сравнительного анализа рисков радиационного воздействия и уровня экологической безопасности для различных сценариев возврата продуктов переработки ОЯТ в страну поставщика.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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. – EDN FHESGY.
2. Оценка принципиальной возможности отказа от глубинного захоронения «короткоживущей фракции» от переработки ОЯТ / А.А. Самойлов, к.т.н. // Заседание секции № 1 «Экологическая и радиационная безопасность пунктов долговременного хранения, консервации и захоронения РАО» НТС № 10 «Экология и радиационная безопасность» Госкорпорации «Росатом» по вопросу: «Ход реализации работ по продуктовому направлению сбалансированного ядерно-топливного цикла», Москва, 12 декабря 2023 года.
3. T. A. Alexandrova et al., "Sustainable fuel cycle as basis for successful development of nuclear power programs for embarking countries," presented at the International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: Meeting the Moment, Vienna, Austria, Jun. 10–14, 2024.

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: cp1@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. Несмотря на малую удельную активность, составляющую $\sim 7 \cdot 10^6$ Бк/г, он представляет опасность вследствие совокупности характеристик: длительного периода полураспада ($1,57 \cdot 10^7$ лет), высокой мигрирующей способности, обусловленной его физико-химическими свойствами и возможности физиологического накопления в критическом органе человека – щитовидной железе.

В настоящее время йод-129 удаляется из технологических продуктов в газовую фазу на головных операциях переработки ОЯТ. Извлечение из газового потока осуществляется с высокой эффективностью на серебросодержащем неорганическом сорбенте. Однако, химическое соединение йода с серебром в сорбенте не является окончательной формой длительного его хранения по причине низкой механической прочности матрицы поглотителя, а физическая форма и состояние РАО должно соответствовать критериям приемлемости 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 выработаны предложения по приведению данных отходов к критериям приемлемости и сделана оценка безопасности размещения отходов в ПГЗРО. Решение указанных задач невозможно без получения исчерпывающей информации о характеристиках накопленных отходов (физические свойства, химический и радионуклидный состав), подлежащих переработке и захоронению. Данная задача была решена в рамках выполнения первого этапа работ в 2024 году.

Отработаны процедуры отбора и определения состава проб йодсодержащего сорбента завода РТ-1 и проведен анализ полученных результатов. Рассмотрены способы снижения объемов подлежащих захоронению отходов путем прессования либо отделения радиоактивной части в виде компактных труднорастворимых соединений йода-129. Показано, что по совокупности свойств (доступность реагентов, малая растворимость в воде) наиболее приемлемыми являются соединения йода-129 с серебром или медью. Приведен краткий обзор существующих матриц для иммобилизации йод-129, выбраны оптимальные формы йода для включения в инертные матрицы.

На основании полученных данных выполнена оценка безопасности размещения кондиционированных форм йодсодержащих отходов в ПГЗРО, включая долговременную безопасность для различных вариантов кондиционирования. Выработаны рекомендации к системе ИББ в ПГЗРО для йодсодержащих РАО, включая материалы упаковок и сорбентов.

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

К ВОПРОСУ ФОРМИРОВАНИЯ СИСТЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ПРОМЫШЛЕННЫМИ ОТХОДАМИ С ПОВЫШЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ РАДИОНУКЛИДОВ

А. А. Самойлов

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: samoylov@ibrae.ac.ru

В последние годы велась интенсивная дискуссия по проблематике обращения с отходами рассматриваемой категории [1,2]. Дискуссия была инициирована предложением Ростехнадзора о включении таких отходов в категорию РАО [2], которое не получило практической реализации. До настоящего времени проблема не решена (ссылка на гениснспекцию).

В рамках доклада будут представлены анализ применения действующего законодательства в области обращения с такими отходами, сравнительная оценка возможных путей решения проблемы, рассмотрены возможные риски реализации различных вариантов обращения, описание проблемных моментов реализации отдельных этапов решения задачи и предложены рекомендации по первоочередным мерам, направленным на практическое решение проблемы обращения с соответствующими отходами.

Принципиальным вопросом, определяющим возможность реализации успешной тактики по захоронению таких отходов, является определение хозяйствующих субъектов, которые могли бы осуществлять их рентабельное захоронение. Наиболее эффективным представляется использование освобождающихся объектов хранения удаляемых РАО после их извлечения и, возможно небольших работ по реконструкции пунктов хранения. По нашему мнению, уже в ближайшие годы подобную деятельность могли бы вести филиалы и отделения ФГУП «Радон». В последующем, по мере выстраивания цепочек по обращению с РАО, вывозу накопленных РАО с площадок, и разгрузки хранилищ удаляемых РАО, подобную деятельность могли бы осуществлять АЭС и иные предприятия отрасли.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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.
2. 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.

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

ОСНОВНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТХОДАМИ НИЗКОЙ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РАДИАЦИОННЫХ ОБЪЕКТОВ

В. Н. Ключков, О. А. Кочетков, В. Г. Барчуков, Е. В. Ключкова, Л. И. Кузнецова

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

эл. почта: vnklochkov22@mail.ru

Согласно классификации радиоактивных отходов, установленной ОСПОРБ-99/2010, к очень низко активным радиоактивным относятся твердые отходы с удельной активностью:

- содержащие бета-активные нуклиды (исключая тритий) - от 10^2 до 10^3 Бк/г;
- содержащие альфа-активные нуклиды - от 10 до 10^2 Бк/г;
- содержащие трансурановые нуклиды) - от 1 до 10 Бк/г.

Ниже указанных интервалов удельной активности (на 1-2 порядка) находятся промышленные отходы, содержащие радионуклиды, которые не относятся к радиоактивным отходам, но не освобождаются от радиационного контроля.

Очень низкоактивные радиоактивные отходы и промышленные отходы, содержащие радионуклиды, при выводе из эксплуатации и демонтаже зданий и установок образуются в большом количестве (в единицах массы и объема), хотя их суммарная радиоактивность может быть и незначительной.

При столь низкой удельной активности альфа- и бета-нуклидов в отходах представляет большие трудности как непосредственное измерение удельной активности отходов, так и определение дозы внешнего и внутреннего облучения персонала и населения на всех стадиях обращения с отходами. Проведенный анализ показывает, что основным путем радиационного воздействия очень низкоактивных радиоактивных отходов и промышленных отходов, содержащих радионуклиды, является экологический путь: проникновение радионуклидов в подземные воды в результате водной эрозии защитных барьеров и поступление радиоактивных аэрозолей в воздушную среду в результате ветровой эрозии верхнего защитного слоя. Расчеты на основании дозовых коэффициентов, приведенных в материалах МАГАТЭ [1, 2], показывают, что при самом неблагоприятном варианте полного поступления радионуклидов из пункта захоронения в окружающую среду (в том числе в места проживания населения) годовая эффективная доза облучения населения не может превысить 10 мЗв. При штатном обращении с указанными отходами дозы облучения персонала и населения будут меньше на несколько порядков величины.

С учетом этого обстоятельства необходимо планировать систему защитных мероприятий по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения. При обращении с такими отходами и при их захоронении необходимо использовать принцип оптимизации, для того чтобы исключить избыточные дорогостоящие решения, но при этом обеспечить радиационную безопасность персонала и населения на уровне доз, настолько низких, насколько это достижимо с учётом экономических и социальных факторов.

ЛИТЕРАТУРА

1. EUROPEAN COMMISSION. Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption values) below which Reporting is not Required in the European Directive, Radiation Protection 65, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (RP65,1993).

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. Safety Reports Series No. 44. Derivation of activity concentration values for exclusion, exemption and clearance. — Vienna: International Atomic Energy Agency, 2005. STI/PUB/1213. ISBN 92-0-113104-6.

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

Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2035 года» [1] в качестве одного из направлений реализации программы называет реабилитацию загрязнённых территорий.

Работы по реабилитации загрязнённых радионуклидами участков территории должны выполняться с соблюдением требований обеспечения безопасности как персонала, так и населения. Обеспечение радиационной безопасности при реабилитации загрязнённых радионуклидами участков территории считается достаточным, если техническими средствами и организационными мерами, предусмотренными проектом реабилитации, обеспечивается не превышение основных пределов доз облучения персонала и населения и реализация основных принципов РБ, установленных НРБ-99/2009 [2] и ОСПОРБ-99/2010 [3]. 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.

Выполнение работ на радиационно загрязнённых участках территории и работ по обращению с радиоактивными отходами должно производиться по специальным регламентам и программам, предусматривающим [4]: 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 загрязнённых 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, организацию санитарных барьеров и других мероприятий по ограничению распространения радиоактивных загрязнений из зоны проведения работ; схему обращения с радиоактивными отходами; своевременную замену загрязнённой выше допустимых значений спецодежды.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2035 года». № Пр-1248 от 19 ноября 2015 г.
2. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009).
3. СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010).
4. Руководство Р 2.6.5.026–15 «Обеспечение радиационной безопасности персонала и населения при проведении работ по реабилитации загрязнённых радионуклидами участков территории».

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

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

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 период функционирования на территории Иркутской области сублиматного производства по обогащению урана жидкие технологические отходы в виде пульпы размещались в шламоотстойники на территории санитарно-защитной зоны предприятия. В 2012 г. на этапе остановки сублиматного производства подача пульпы в шламоотстойники окончательно прекращена. Всего было оборудовано 6 наземных шламоотстойников, представляющих собой бетонированные емкости прямоугольной формы с гидроизоляцией стенок и дна. Технология временного размещения отходов предполагала отстаивание пульпы с формированием твердого осадка в виде донных отложений, допуская до 1985 г. перелив осветленной части пульпы во внешнюю среду. К 2024 г. проведена консервация четырех шламоотстойников, два остаются обводненными. Консервация шламоотстойников выполнена с формированием покрывающего экрана для обеспечения гидроизоляции от поверхностных вод и противоэрозионной защиты. Обводненные шламоотстойники обвалованы по периметру земляными дамбами без ограничения доступа. Целью работы являлось исследование радиоэкологической обстановки в районе размещения обводненных шламоотстойников.

Оценивали мощность амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения (МАЭД) на местности (МКС-01А «Мультирад-М», Россия), удельную активность радионуклидов в грунтах вокруг шламоотстойников и в слое донных отложений (гамма-спектрометр «ГАММА-1П» с полупроводниковым германиевым детектором Ortec GEM-38195, США; радиометр УМФ-2000, Россия).

Территория вокруг шламоотстойников, включая береговую часть, характеризуется равномерным распределением МАЭД в диапазоне значений, соответствующих среднему региональному значению 0,15 мкЗв/ч.

Грунты берегового склона дамб, обрамляющих шламоотстойники, характеризуются повышенным содержанием техногенных радионуклидов. На локальных участках удельная активность ¹³⁷Cs достигает уровня критерия неограниченного использования ($A_{ни}$), ²⁴¹Am - уровня отнесения к радиоактивным отходам (РАО). Содержание изотопов урана ²³⁸U и ²³⁵U характеризуется превышением фоновых значений в 2–3 раза, в отдельных точках до 30 раз.

Поверхностный слой донных отложений шламоотстойников также характеризуется повышенным содержанием техногенных ¹³⁷Cs и ²⁴¹Am, удельная активность которых превышает критерий $A_{ни}$, оставаясь ниже критерия РАО.

В воде отдельных наблюдательных скважин, расположенных вблизи обводненных шламоотстойников, отмечены значения суммарной удельной альфа-активности на уровне вмешательства для питьевой воды. Удельная активность изотопов урана превышает фоновые значения, оставаясь существенно ниже предельных значений для питьевой 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

Полученные данные позволяют заключить, что исследуемые хранилища жидких технологических отходов сублиматного производства являются потенциальным источником загрязнения окружающей среды.

ОЦЕНКА ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В РАЙОНАХ РАСПОЛОЖЕНИЯ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ И ИХ ВКЛАДА В ФОРМИРОВАНИЕ ТЕХНОГЕННОГО РИСКА ДЛЯ НАСЕЛЕНИЯ

А. А. Аракелян, Е. Г. Васильева

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Российской академии наук, Москва

эл. почта: aram911@inbox.ru

Актуальные вопросы создания эффективной системы обеспечения и научного обоснования экологической безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), в том числе объектов ядерного наследия являются одними из основных задач «Основ государственной политики в области экологического развития Российской Федерации на период до 2030 г.». В качестве механизмов их решения определено внедрение в систему контроля качества окружающей среды методологии и оценки экологических рисков с целью повышения обоснованности принятия управленческих решений.

При обосновании безопасности представляется необходимым комплексность метода оценки экологических рисков, а именно учёт всех значимых факторов потенциального воздействия, к которым в районах расположения объектов ядерного наследия можно отнести радиационный и химический. Применение комплексного метода позволяет получать количественные характеристики возможного ущерба, сравнивать потенциальные последствия воздействия различных факторов, определять приоритетные источники опасности и их вклад в общую структуру рисков [1].

В ИБРАЭ РАН ведётся многолетняя работа по анализу радиоэкологической обстановки в районах расположения всех типов ОИАЭ – предприятий Госкорпорации «Росатом» на основе методов комплексной оценки рисков. Расчёт рисков выполняется на основе данных радиационного и санитарно-гигиенического мониторинга, а также результатов моделирования рассеивания выбросов радиоактивных и вредных химических веществ основными источниками загрязнения, полученных с помощью верифицированных программных средств, разработанных в ИБРАЭ РАН [2].

Результаты работ подтверждают экологическую безопасность деятельности предприятий Госкорпорации «Росатом», чей вклад среди остальных источников техногенного загрязнения окружающей среды в формирование рисков для населения находится на пренебрежительно малом уровне (ниже 10^{-6}) [2, 3]. Результаты работ позволяют разработать рекомендации по управлению рисками, оптимизации мер по улучшению экологической ситуации, а также применению полученных оценок при подготовке материалов, обосновывающих экологическую безопасность ОИАЭ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Панченко С.В., Линге И.И., Аракелян А.А. и др. Практические рекомендации по вопросам оценки радиационного воздействия на человека и биоту. – Под общей редакцией И.И. Линге и И.И. Крышева. – 2015. – 265 с.

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. Аракелян А. А. Разработка и применение комплексного метода обоснования радиационной и экологической безопасности объектов использования атомной энергии. // Вопросы радиационной безопасности. – 2024. – № 2 (114) – С. 3–10.
3. Абрамов А. А. и др. Экология атомной отрасли. – 2018. – 223 с.

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 наличие в нем высокотоксичных радионуклидов, в том числе долгоживущих альфа-активных трансурановых элементов плутония, нептуния, америция, кюрия и др., обуславливает большую потенциальную опасность отработавшего топлива атомных станций, которая может сохраняться на протяжении тысяч лет [1]. Часть этих радионуклидов (уран, плутоний, а в будущем, возможно, и другие делящиеся 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» [2] 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 вывода из эксплуатации объектов ядерного наследия, переработка отработавшего ядерного топлива, кондиционирование и захоронение радиоактивных отходов, и реабилитация радиоактивно загрязненных участков территории Российской Федерации;

- обеспечение безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом;

Одним из приоритетных направлений реализации государственной политики является 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.

Поставленные 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 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 ОЯТ во время эксплуатации атомных станций;

30.10.2025

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

- длительного контролируемого хранения ОЯТ в хранилищах атомных станций;
- транспортирования ОЯТ;
- радиохимической переработки.

ЛИТЕРАТУРА

1. Концепция по обращению с отработавшим ядерным топливом Госкорпорации «Росатом» (утверждена приказом ГК «Росатом» от 29.12.2008 № 721, с изменениями от 15.09.2014 №1/871-П).
2. Указ Президента РФ от 13 октября 2018 г. N 585 "Об утверждении Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу"

ОРГАНИЗАЦИЯ И БЕЗОПАСНОЕ ВЫПОЛНЕНИЕ РАДИАЦИОННО-ОПАСНЫХ РАБОТ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ МОКС-ТОПЛИВА НА ФГУП «ГХК»

А. А. Кузьмин, А. В. Шушканов

ФГУП «Горно-химический комбинат», Железногорск, Россия

эл. почта: VVaMartynov@rosatom.ru

На ФГУП «ГХК» действует завод фабрикации топлива (ЗФТ) на котором производят МОКС-топливо. Основные этапы производства МОКС-топлива заключаются в следующем: прием и подготовка оксидов урана и плутония; смешение компонентов; прессование и термообработка топливных таблеток; сборка ТВЭЛ и ТВС.

Работа с плутонием обусловлена риском внутреннего и внешнего облучения персонала. В связи с этим, проведение некоторых технологических операций и ремонта оборудования являются радиационно опасными работами.

Радиационно опасная работа – работа в условиях фактической или потенциальной радиационной опасности, когда радиационная обстановка в месте проведения работ такова, что индивидуальная эффективная доза работника может превысить значение, равное 20 мЗв/год [1].

На ФГУП «ГХК» действует нарядно-допусковая система выполнения работ повышенной опасности. Работы, не связанные с ионизирующим излучением, проводятся по наряду-допуску формы ТБ, а все радиационно опасные работы выполняются по дозиметрическим нарядам формы РБ. Если при выполнении радиационно опасных работ присутствуют другие работы повышенной опасности (работы на высоте, с вредными химическими веществами, работы в ограниченном замкнутом пространстве, пожароопасные работы и т. п.), то организационные и технические мероприятия по подготовке и безопасному выполнению этих работ оформляются в дозиметрическом наряде (далее – наряд), при этом оформление наряда-допуска формы ТБ не требуется.

Дозиметрический наряд — это письменное распоряжение на безопасное проведение радиационно опасной работы, определяющее содержание, место, время, условия ее выполнения, необходимые меры радиационной безопасности, состав бригады и лиц, ответственных за безопасность работы. По нарядам выполняются радиационно опасные работы, требующие подготовки рабочего места и ограничения их продолжительности, при выполнении которых индивидуальные дозы облучения могут превысить 0,2 мЗв [2].

Радиационно опасные работы планируются на основании принципа оптимизации для предотвращения необоснованного облучения и разработки мероприятий по снижению

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

дозовых нагрузок на персонал (рис. 1). Реализация принципа оптимизации естественным образом аккумулирует в себе почти все аспекты проявления человеческого фактора в формировании уровня безопасности на предприятии, в том числе: обучение и тренировка персонала, планирование доз облучения в предстоящих работах, анализ и расследование нестандартных ситуаций, планирование и выполнение дополнительных локальных защитных мероприятий в местах выполнения радиационно опасных работ по завершении выполнения которых проводится контроль их выполнения.

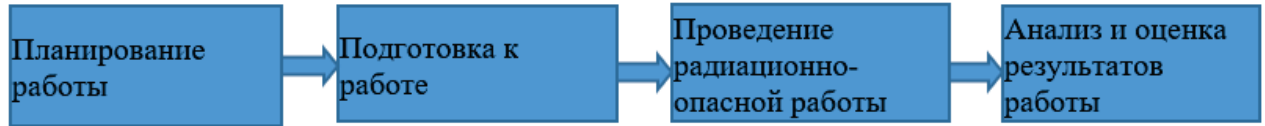


Рис. 1. Процесс выполнения радиационно опасной работы

ЛИТЕРАТУРА

1. МУ 2.6.5.054-2017. Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий Госкорпорации "Росатом". Методические указания.
2. СП 2.6.1.28-2000. Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций (ПРБ АС-99).

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

База радиоэкологических данных по районам расположения пунктов размещения и консервации особых РАО, пунктов захоронения РАО является следующей модернизированной версией ранее созданной базы данных (Свидетельство о государственной регистрации базы данных №2024624404 от 14 октября 2024 г.) и предназначена для информационной поддержки программных расчётных комплексов, применяемых при обосновании долговременной безопасности хранилищ радиоактивных отходов или пунктов размещения особых радиоактивных отходов.

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. Следовательно, база радиоэкологических данных как один из информационных источников для отчётов по обоснованию безопасности пунктов хранения РАО должна хранить сведения не менее десятков лет, как минимум, до наступления стадии пункта консервации особых РАО. Для решения проблемы долговременного сохранения радиоэкологических сведений с одной стороны необходимо сохранять первоначальную семантику данных и их аутентичность по отношению к источнику информации, а, с другой стороны, учитывать возможные изменения смысла с учётом современных представлений.

Смысл данных определяется коллекцией терминологических систем – метаданных. Проблема долговременного сохранения радиоэкологических сведений обуславливает

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

необходимость уже на уровне структуры базы данных обеспечить учёт изменений состояний терминологических систем/системы понятий (таблиц метаданных), характеризующих данные.

Предложен способ структурирования базы данных, по которому базовые структурные элементы (атрибуты) таблиц данных и метаданных (терминологических систем) с течением времени неизменны. Учёт изменений состояний терминологических систем/системы понятий (таблиц метаданных), характеризующих данные, осуществляется 3 соединительными таблицами, с помощью которых отслеживаются следующие события: - применение синонимов (например, разные наименования одних тех химических соединений и использование торговых обозначений); - «Упразднение/удаление/отмена», означающее утрату элементом метаданных терминологического значения; - «Переименование», означающее, что обозначение элемента метаданных изменяется без утраты терминологического значения; - «Дробление/деление/распад» означающее, что исходный элемент метаданных с определённого момента времени утрачивает свое терминологическое значение, а вместо него возникает несколько других ($N \geq 2$); - «Объединение/слияние/укрупнение/синтез/включение в состав другого понятия» означающее, что группа элементов метаданных ($N \geq 2$) с определённого момента времени утрачивает свое терминологическое значение, а вместо них появляется одно ($N=1$); - «Изменение атрибутов метаданных, в том числе изменение статуса/переподчинение» означающее, что в элемент метаданных внесены изменения хотя бы в один из атрибутов за исключением логического атрибута «актуально/неактуально»; - «Переопределение/уточнение понятия» означающее, что изменяется сущностное представление понятия; - «Образование нового понятия» означающее включение в терминологическую систему новой единицы метаданных (пополнение электронного справочника); - «Обнаружение и устранение ошибки при вводе понятия» возникающее в процессе эксплуатации информационной системы, при котором сбор сведений определённое время осуществлялся при ошибочно оформленной единице метаданных.

РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ТЕРРИТОРИЙ ОБЪЕКТОВ УРАНОВОГО НАСЛЕДИЯ В ЦЕНТРАЛЬНОЙ АЗИИ ВО ВРЕМЯ ПРОВЕДЕНИЯ РАБОТ ПО РЕКУЛЬТИВАЦИИ

А. А. Шитова, В. А. Серегин, Н. К. Шандала, Ю. С. Бельских, А. А. Филонова,
Д. В. Исаев

*ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия
эл. почта: shitovanastasia23@mail.ru*

В большинстве стран Центральной Азии бывшего Советского Союза, таких как Казахстан, Кыргызстан, Таджикистан и Узбекистан, добыча и переработка урана являлись приоритетными отраслями промышленности. За время деятельности предприятий на территориях этих государств накопилось большое количество отходов, которые содержат повышенные концентрации природных радионуклидов. Согласно Межгосударственной целевой программе (МЦП) «Рекультивация территорий государств, подвергшихся воздействию уранодобывающих производств» основной задачей является обеспечение радиационной безопасности на территориях, подверженных воздействию производств по добыче и переработке природного урана, с точки зрения охраны окружающей среды и здоровья населения.

30.10.2025

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

С момента начала реализации МЦП сотрудниками ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России проводились работы по организации и проведению исследований радиационной обстановки и оценке динамики целевых показателей в районах расположения рекультивируемых объектов. На сегодняшний день работы в рамках МЦП полностью завершены в Республике Таджикистан и на объекте в районе расположения пос. Каджи-Сай Киргизской Республики. В районе пос. Мин-Куш на момент проведения исследований продолжаются работы по перемещению хвостового материала с хвостохранилища Туяк-Суу на хвостохранилище Дальнее.

В ходе экспедиционных выездов ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России проводились исследования по изучению радиационной обстановки до начала и по завершению рекультивационных работ. При проведении исследований использовались полевые и лабораторные методы измерения, включающие измерение мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения (МАЭД), измерение суммарной альфа-активности в поверхностном слое почвы, определение суммарной активности альфа- и бета-излучающих радионуклидов в пробах питьевой воды и воды открытых водоемов радиометрическим методом. Выполнена комплексная оценка доз облучения населения, с учетом вклада внутреннего облучения путем алиментарного поступления радионуклидов и ингаляции дочерними продуктами распада радона. Показаны достоверно более высокие уровни облучения населения в районах расположения бывших урановых производств в г. Истиклол, Республике Таджикистан по сравнению с контрольными территориями, которые составили 12,61 мЗв/год. В Киргизской Республике в районах расположения бывших урановых производств уровни облучения населения составили 5,93 мЗв/год в с. Каджи-Сай и 5,78 мЗв/год в с. Мин-Куш.

С целью оценки возможной максимальной дополнительной дозы внешнего облучения, которую может получить население с. Мин-Куш за весь период выполнения операций по перемещению хвостового материала через село, был выбран метод интегральной дозиметрии с помощью сборок ТЛ-дозиметров. По результатам мониторинга методом ТЛ-дозиметрии можно утверждать, что перемещение хвостового материала не внесло дополнительного вклада в годовую дозу внешнего облучения населения.

Результаты проведенных исследований по завершению работ показали, что территории хвостохранилищ приведены в радиационно безопасное состояние и отвечают принятым критериям рекультивации.

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.ru,
dkarzubova@gmail.com

С каждым годом растет количество радиационно опасных объектов (РОО), подлежащих выводу из эксплуатации (ВЭ) вследствие их физического износа и морального устаревания, что увеличивает риски для экологии и здоровья людей. Важную роль при этом

30.10.2025

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

Обоснование безопасности захоронения РАО

играют радиационно-гигиенические аспекты, такие как контроль уровня 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. Работа с документацией имеет первостепенное значение для защиты здоровья и достижения успешных результатов вывода из эксплуатации. Современные информационные технологии, такие как системы поддержки принятия решений на основе методов ИИ и анализа данных, могут существенно повысить эффективность управления безопасностью при ВЭ РОО.

В данной работе рассматриваются вопросы разработки 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 при наличии следующих требований:

1) предметная область – ограниченного характера, касающаяся проблем обеспечения радиационной безопасности при ВЭ РОО; 2) пользователи системы – специалисты в области радиационной безопасности и вывода из эксплуатации РОО; 3) высокая точность и полнота ответов, которые модель может генерировать на основе заданного вопроса; 4) обязательная привязка ответа к нормативным документам; 5) возможность использования текстовой, графической, аудио и видеоинформации в качестве ответа на текстовый запрос пользователя; 6) возможность выполнения программного кода по запросу (расчеты, SQL запросы к БД, модули прогноза и т.п.).

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, обучить выбранную модель и оценить ее точность работы, создать прототип приложения для ответов на возникающие при ВЭ РОО вопросы. Для создания сервиса, способного поддерживать полноценный и осознанный диалог по вопросам ВЭ РОО, была выбрана языковая модель на основе библиотеки с открытым исходным кодом Keras, что позволило эффективно адаптировать ее под наши специфические данные и требования. Для создания Dataset использовался формат «вопрос-ответ» к исходным структурированным документам, хранящимся в реляционной базе данных (БД) PostgreSQL т. к. он точно имитирует реальные сценарии пользователей. Dataset используется для обучения и в ответах системы, содержит языковую часть и информационную. Языковая часть обеспечивает диалог. Информационная – дополнительные возможности ответа системы. Такой подход позволяет создать языковую модель с «нуля» со своим словарем, настраивать ее параметры, предоставляет возможность использования текстовой, графической, аудио и видеоинформации в качестве ответа на текстовый запрос пользователей, обеспечивает прямой доступ к нужному фрагменту текста из нормативных документов. При этом обучение модели осуществляется быстро даже на «офисных» компьютерах.

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

Формирование долгосрочной стратегии вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии необходимо для качественного и эффективного планирования и использования финансовых, трудовых, инфраструктурных ресурсов. Реализуемая в настоящее время федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 года и на период до 2035 года» (ФЦП ЯРБ-2) охватывает работы примерно по 100 объектам, 76 из которых будут полностью выведены из эксплуатации к 2035 году. При формировании перечня приоритетных объектов для включения в ФЦП ЯРБ-2 оценивался комплексных показатель опасности объектов [1], учитывающий:

- активность радиоактивных материалов и веществ;
- способности материалов, содержащих радионуклиды, к распространению в окружающей среде;
- периодичность необходимого контроля состояния материалов или объекта;
- уровень неопределенности свойств радиоактивных и иных материалов и веществ;
- состояние барьеров безопасности.

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 [2], включая:

- стоимость годового содержания остановленного объекта;
- изменение стоимости вывода из эксплуатации после выдержки;
- социально-экономический потенциал площадки для дальнейшего использования площадки [3];
- наличие финансового обеспечения.

Учет как комплексного показателя опасности, так и социально-экономических параметров 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.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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.
2. 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.

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

3. 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

ТЕХНОЛОГИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯТЦ

А. Ю. Кузнецов, Э. М. Никитин, А. С. Зарубин

АО «ТВЭЛ», Москва, Россия

эл. почта: andryurykuznetsov@tvel.ru

На предприятиях ЯТЦ находится большое количество остановленных ЯРОО, которые подлежат выводу из эксплуатации (радиохимические и химико-металлургические комплексы, пункты хранения РАО, радиационные источники). Отдельную категорию объектов составляют пункты размещения особых РАО.

В Топливной компании вывод из эксплуатации объектов ЯТЦ решается комплексно, для чего созданы центры компетенций по выводу из эксплуатации (ЦКВЭ), которые разрабатывают, проектируют, внедряют и используют современные технологии вывода из эксплуатации:

АО «ЦПТИ» - инжиниринговый ЦКВЭ (проведение КИРО, проектирование вывода из эксплуатации объектов, оборудования для реализации проектов ВЭ);

АО «АЭХК», АО «СХК» - производственные ЦКВЭ, применяющие технологии вывода из эксплуатации в производственной деятельности;

АО «ВНИИНМ» - ЦКВЭ по разработке технологий вывода из эксплуатации.

Комплексная технология ВЭ ЯРОО подразделяется на компоненты:

- Организационно-управленческие технологии;
- Технологии извлечения/удаления ЯМ;
- Технологии производства КИРО/радиационных обследований;
- Технологии дезактивации;
- Технологии демонтажа оборудования, коммуникаций и строительных конструкций;
- Технологии обеспечения ЯРБ;
- Технологии извлечения и удаления РАО;
- Технологии приведения РАО к критериям приемлемости;
- Технологии характеристики РАО.

Все компоненты находят отражение в проектной документации по выводу из эксплуатации.

Одной из основных задач при ВЭ ЯРОО помимо обеспечения безопасности вывода из эксплуатации, является уменьшение сроков и снижение его стоимости ВЭ.

В проектах вывода из эксплуатации объектов ЯТЦ затраты на обращение с РАО могут составлять от 50 до 85% бюджета проекта. При реализации проектов ВЭ ЯРОО одной из важных задач является снижение стоимости обращения с РАО. Одним из методов снижения стоимости обращения с РАО является уменьшение объемов РАО. Так в завершенных современных проектах ВЭ ЯРОО ЯТЦ достигнуто снижение объемов РАО по сравнению с проектными:

ВЭ здания 804 АО «АЭХК» (2016–2021 гг.) - снижение объемов РАО в 6,5 раз;

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

ВЭ здания У-5 АО «ВНИИНМ» (2017–2022 гг.) - снижение объемов РАО в 4,1 раза;
 ВЭ корпуса Ж АО «ВНИИНМ» (2019–2023 гг.) - снижение объемов РАО в 2,8 раз;
 Ликвидация глубинного участка радиоактивного загрязнения (УРЗ-9) АО «ВНИИНМ» (2019–2023 гг.) - снижение объемов РАО в 1,6 раза.

ВНЕДРЕНИЕ ДЕМОНТАЖНЫХ РОБОТОВ В ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ: АНАЛИЗ РИСКОВ И ВОЗМОЖНОСТЕЙ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ И ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОТ

М. Ю. Каленова, А. В. Перов

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 технологических решений. Одним из перспективных направлений в этой области является внедрение монтажных роботизированных комплексов (РТК), способных повысить безопасность и эффективность выполнения работ по ВЭ [1]. Использование РТК позволит снизить дозовую нагрузку на персонал и минимизировать риски, связанные с воздействием на персонал внешних факторов, включая физические, химические, биологические и психофизиологические, оценка совокупного потенциального ущерба от которых достаточно сложна [2].

Кроме того, монтажные РТК за счет реализации более избирательного монтажа способствуют сокращению объемов образующихся радиоактивных отходов, что снижает затраты на их переработку и захоронение. Современные РТК могут быть оснащены системами технического зрения, записи и анализа данных с целью отдаления оператора РТК на значительное расстояние от источника воздействия внешних факторов. Перспективы развития монтажных РТК связаны с интеграцией систем искусственного интеллекта, что позволит создать полностью автоматизированные и самообучающиеся комплексы, способные решать сложные задачи.

Внедрение РТК сопряжено с определенными рисками и ограничениями. Относительно высокая стоимость комплексов может быть существенным препятствием для их широкого распространения. Серийно выпускаемые РТК могут потребовать адаптации к специфическим условиям работ по ВЭ ЯРОО. Ограниченная мобильность и маневренность (в зависимости от модели РТК) также могут создавать трудности при работе в сложных и стесненных условиях. 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].

Оценка экономической эффективности применения монтажных РТК остается одной из главных задач, требующих дополнительных исследований для обоснования целесообразности их внедрения. В докладе представлены предварительные результаты технико-экономических оценок применения РТК различного класса для выполнения типовых (характерных) операций ВЭ, основанные на данных, полученных в ходе опытной

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

эксплуатации. В частности, осуществлен сбор технологических параметров эксплуатации РТК в реальных условиях и анализ полученных данных, проведена сравнительная оценка стоимости с традиционными методами, применяемыми для выполнения демонтажных работ.

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

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

Стратегия обращения с радиоактивными отходами, утвержденная постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 15.02.2023 № 128, предусматривает сооружение в Республике Беларусь централизованного пункта захоронения модульного типа для всех видов имеющихся и образуемых в стране РАО [1]. Одним из источников поступления РАО на централизованный пункт захоронения являются институциональные РАО, перемещаемые с специализированного предприятия по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» (далее – спецпредприятие УП «Экорес»).

В данной работе представлены рекомендации по извлечению, кондиционированию и упаковке отработавших закрытых источников ионизирующего излучения (ИИИ), находящихся на долговременном хранении в хранилищах колодезного типа спецпредприятия УП «Экорес».

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).

В работе приведены производственно-технологические цепочки по обращению с различными типами отработавших закрытых ИИИ, которые рекомендуется выполнять для приведения РАО в соответствие критериям приемлемости и передачи на захоронение. В целях соблюдения требований безопасности при захоронении РАО по подтверждению способности упаковки ограничивать воздействие РАО на человека и окружающую среду проведен анализ соответствия упаковок РАО критериям приемлемости для захоронения [2]. Определено, что предложенный тип упаковки отработавших закрытых ИИИ (контейнер

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

КМЗ-РНИ-Радон) соответствует общим критериям приемлемости для захоронения. Отрабатывшие закрытые ИИИ, включенные в металлическую матрицу, предложено извлекать одним блоком и размещать в контейнер УКХ ПВ. После заполнения контейнер УКХ ПВ предлагается направлять на временное хранение на площадку планируемого к сооружению ПЗРО.

Данные рекомендации послужат информационной основой для разработки концепции вывода из эксплуатации спецпредприятия УП «Экорес».

ЛИТЕРАТУРА

1. Об утверждении Стратегии обращения с радиоактивными отходами: постановление Совета Министров Респ. Беларусь, 15.02.2023, № 128 – 32 с.
2. 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 (в редакции постановления Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 05.06.2023 № 36). – 22 с.

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

При выводе из эксплуатации пункта хранения отработавшего ядерного топлива в Объединенном институте энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси одной из основных задач была переработка жидких радиоактивных отходов (ЖРО), образовавшиеся в период эксплуатации. Для обоснования методов переработки ЖРО и разработки соответствующих технологических решений проведен комплекс работ по исследованию состояния радионуклидов в растворах.

ЖРО представляли собой низко- и среднеактивные отходы дезактивации сложного радиохимического состава. Растворы содержали радионуклиды $^{239,240}\text{Pu}$ и ^{241}Am с общей удельной α -активностью до $1,8 \cdot 10^4$ Бк/кг, органические комплексоны, анионные и неионогенные ПАВ. Содержание органических соединений составляло $\sim 1,4$ г/дм³, неорганических солей $\sim 0,7$ г/дм³.

С использованием методов мембранного разделения, центрифугирования, ионного обмена было установлено, что 95 % плутония и 60 % америция образуют псевдоколлоидные частицы с размером более 1 нм, а 5 % плутония и 40 % америция образуют мономерные комплексы с органическими лигандами (рис. 1).

Разработанный окислительно-осадительный способ обработки ЖРО позволил сформировать в растворе крупные псевдоколлоидные частицы радионуклидов размером более 100 нм и удалить их в рамках одной стадии обработки. В результате достигнутая степень очистки ЖРО от радионуклидов плутония и америция составила 500–2000, что позволило снизить их содержание в растворе ниже критериев отнесения к категории 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

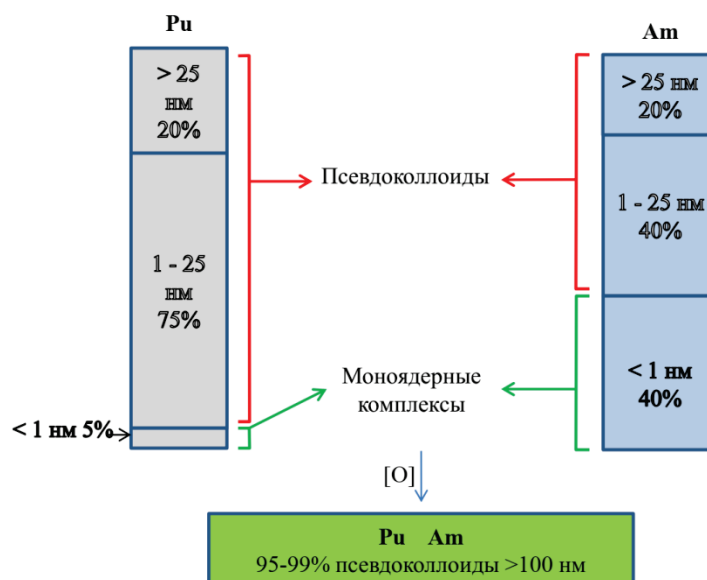


Рис. 1. Состояние радионуклидов плутония и америция в ЖРО

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ И ПРЕИМУЩЕСТВА ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ ОЯТ И РАО ВОДНЫМ ТРАНСПОРТОМ

С. А. Васильев, П. С. Аникин, А. В. Смирнов

ООО «ОБЛ-Шиппинг», Москва, Россия

эл. почта: info@obl-shipping.ru

1. Неизбежный рост объемов перевозок ОЯТ и РАО.

Рост объемов перевозок ОЯТ и РАО со старением и выводом из эксплуатации объектов атомной генерации, исследовательской и военной инфраструктуры, а также расширением практики не объектового, а централизованного хранения отработавшего топлива и систематизацией политики в сфере обращения с РАО.

2. Перспективы развития транспортных маршрутов, включая водные пути, при транспортировании ОЯТ и РАО.

Большинство маршрутов сходятся на ФГУП «ПО «Маяк», где происходит переработка, и ФГУП «ГХК», где расширяется централизованное хранение ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000, а в перспективе планируется развитие второго центра промышленной переработки ОЯТ.

Внедрение малых реакторов в ближайшей перспективе вызовет потребность в вывозе ОЯТ и РАО с кратно возрастающего числа площадок, в том числе расположенных в удаленных и труднодоступных регионах.

3. Расширение масштабов промышленной переработки ОЯТ и высокоактивных радиоактивных отходов.

Большое количество ОЯТ и высокоактивных РАО, хранящихся в местах образования во временных пунктах хранения длительное время, привело к их заполнению и требует перемещения в места переработки и постоянного хранения.

4. Преимущества перевозок ОЯТ и РАО водным транспортом.

Возможность использовать естественные водные пути. Невысокая себестоимость перевозки. Большая грузоподъемность водного транспорта. Большая провозная способность глубоководных путей. Универсальность – возможность перевозить любые виды грузов.

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

Морской и речной транспорт при полном соответствии международным правилам безопасной перевозки ОЯТ и РАО, согласно результатам сравнительного анализа статистических данных, обеспечивает лучшую реализацию критериев радиационной безопасности, имеет наименьшую аварийность и лучшую реализацию физической защиты при меньшей стоимости перевозок.

5. Краткая информация о судоходной компании ООО «ОБЛ-Шиппинг».

ЛИТЕРАТУРА

1. Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов. Серия норм МАГАТЭ по безопасности № SSR-6 (Rev. 1), МАГАТЭ, Вена, 2018 – 222 с.
2. Козлов Ю.Ф., Сафутин В.Д., Тихонов Н.С., Токаренко А.И., Спичев В.В. Длительное хранение и транспортирование отработавшего ядерного топлива. Журнал "Атомная энергия" с. 273-283, Том 89, Вып. 4, Октябрь 2000// сайт. URL: elib.biblioatom.ru (дата обращения: 12.05.2025).

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

В настоящее время особую озабоченность вызывает безопасность программного обеспечения, в связи с чем предпочтение отдается отечественным разработкам ПО. Представлена полностью отечественная разработка – 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.

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» режимах;
- обеспечение безопасности работы системы, включающей многоуровневый контроль качества регистрируемых документов, контроль доступа к функциям системы и хранимой информации.

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

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,

DmlgoPavlov@rosatom.ru, VValroshnikov@rosatom.ru

В настоящей работе представлены научно-технические аспекты создания опытно-промышленной установки (ОПУ), создание 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 ОПУ с опытно-демонстрационным центром по переработке ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 (ОДЦ). Приведены результаты анализа возможных вариантов обращения с остеклованной короткоживущей фракцией с учётом сроков выдержки для спада тепловыделения до 2 кВт/м^3 и планов по созданию хранилищ и пунктов захоронения РАО в ГК «Росатом» [1].

Создание ОПУ реализуется в рамках продуктового направления «Сбалансированный ЯТЦ» (СБЯТЦ) [2], и сопряжено с выполнением следующих задач:

- выделение короткоживущей (цезий-стронциевой) фракции ВАО (КФ ВАО) с помощью краун-эфиров или хлорированного дикарболлида кобальта (ХДК) [3] 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 СБЯТЦ в среднеглубинном ПЗРО.

Особенностью технологического процесса выделения КФ ВАО является высокая удельная активность продуктов, что обуславливает применение биологической защиты и дистанционных средств управления технологическим оборудованием для обеспечения защиты персонала от ионизирующего излучения. В работе представлены основные решения по обеспечению безопасности персонала, населения и окружающей среды, принятые при проектировании ОПУ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года: одобрено решением президиума НТС ГК «Росатом» 26 декабря 2018 г. – М., 62 с.
2. Гусаков-Станюкович И.В. Сбалансированный ЯТЦ. Новый бренд на рынке заключительной стадии ЯТЦ // СПб: AtomInfo.Ru, 19.09.2022.
3. Кашеев 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.

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

АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ОЦЕНКИ ПОЖАРОВЗРЫВОБЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ СУЩЕСТВУЮЩИХ И ПЛАНИРУЕМЫХ ОБЪЕКТОВ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ

А. В. Родин¹, Е. В. Белова², А. М. Кошечева³, А. С. Обьедков²

¹ Частное учреждение «Наука и инновации», Москва, Россия

² Институт физической химии и электрохимии им. А. Н. Фрумкина РАН, Москва, Россия

³ ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия

эл. почта: AleVRodin@rosatom.ru

Предотвращение пожаров и взрывов на объектах по переработке отработавшего ядерного топлива (далее – ОЯТ), сопровождающихся выходом радиоактивных веществ за границы безопасности, является одной из составляющих обеспечения радиационной безопасности. В настоящее время в Российской Федерации активно используются и развиваются гидрометаллургические процессы переработки ОЯТ, на таких объектах как ФГУП «ПО «Маяк», опытно-демонстрационный центр по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 на ФГУП «ГХК», модуль переработки на опытно-демонстрационном энергокомплексе на площадке АО «СХК» (далее – МП ОДЭК), полифункциональный радиохимический комплекс в АО «ГНЦ НИИАР» (далее – ПРК). Также разрабатываются пирохимические процессы для внедрения на МП ОДЭК и ПРК. Для гидрометаллургических процессов опасность воспламенения парогазовых сред возникает при использовании органических экстракционных смесей на основе трибутилфосфата, тетраоктилдигликольамида, краун-эфиров с легкими углеводородными разбавителями; высокоактивных водных и органических сред, в которых возможно образование радиолитического водорода; горючих жидкостей, в том числе растворов муравьиной кислоты, формальдегида.

Опасность неуправляемых химических экзотермических процессов в основном обуславливается взаимодействием нитрат иона и азотной кислоты с органическими экстракционными смесями; сорбентами; комплексонами и восстановителями. Активное внедрение пирохимических процессов связано с опасностью воспламенения пиррофорных соединений актинидов в случае потери инертной атмосферы.

При этом, если для определения условий воспламенения парогазовых сред существуют апробированные подходы, в том числе в химической промышленности, то для воспламенения смесей органических компонентов с окислителями и соединений пиррофорных актинидов в контакте с газообразными средами возможности исследований ограничены, поскольку необходимо использовать высокоактивные пробы. Методические документы, позволяющие определять границы безопасной эксплуатации таких систем, практически отсутствуют. Используемые в практике подходы только отчасти позволяют учитывать радиационное воздействие на технологические среды, в основном путем внешнего, предварительного облучения испытываемых образцов.

Учитывая существующие и перспективные технологии переработки ОЯТ, для которых характерно повышенное воздействием ионизирующего излучения на технологические среды следует сформулировать следующие задачи в части обеспечения пожаровзрывобезопасности, а именно: разработать методические документы, включая отраслевые стандарты в части проведения экспериментальных исследований радиоактивных, пожаровзрывоопасных сред; обосновать критерии безопасности; организовать систематические исследования на реальных технологических средах, включая оснащение современной экспериментально-технической базой.

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

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

В ходе проектного направления «ПРОРЫВ» ведутся разработки по внедрению «безлюдного» производства на атомных объектах IV поколения [1]. В условиях такого производства 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.

В работе исследуются влияния присутствия продуктов деления в «свежем» топливе на физику и параметры активной зоны быстрого реактора, на основе чего выведены предположительно минимальные коэффициенты очистки (КО), при которых не нарушалась бы работа реакторной установки. На основе полученных КО была оценена радиационная обстановка на некоторых участках модулей фабрикации и переработки топлива. Расчет дозовых нагрузок проводился как для условий штатной работы роботизированных установок, так и для проведения ремонтных работ с присутствием человека. Оценка радиационной обстановки проводится, используя методику моделирования радиационных характеристик ядерного топлива из [2] с помощью программного комплекса SCALE. Полученные результаты показали, что при «безлюдном» производстве снижение требований к коэффициентам очистки предположительно возможно.

ЛИТЕРАТУРА

1. 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/>
2. Опаловский В. А. Разработка расчетной методики моделирования радиационных характеристик облученного ядерного топлива: дис. – М.: Автореф. дис. канд. техн. наук, 2007.

АНАЛИЗ ПРОЦЕССА РАЗРАБОТКИ ПРОЕКТНЫХ РЕШЕНИЙ В УСЛОВИЯХ НЕХВАТКИ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОИАЭ

А. Р. Давтян

АО «НИКИЭТ», Москва, Россия

эл. почта: arsen.davtian2011@yandex.ru

В области разработки проекта вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии (ВЭ ОИАЭ) существует актуальная и весьма значимая проблема, связанная с разработкой проектной документации в условиях существенного недостатка исходных данных. Проблематика проявляется в различных аспектах:

- отсутствие точных и актуальных данных о состоянии объекта;
- отсутствие или нехватка данных информации о геологических и гидрологических условиях на площадке размещения объекта;
- ограниченный доступ к необходимым документам или отчетам.

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

Процесс разработки проектных решений в условиях недостатка исходных данных для ВЭ ОИАЭ — это сложная задача, предполагающая совместное применение различных методов анализа безопасности [1]. Для оптимизации процесса разработки проектных решений в области ВЭ предлагается создать специализированную расчетную методологию, которая в свою очередь обеспечивает: анализ радиационной и эксплуатационной деградации конструкционных материалов; оценку совокупного воздействия разнородных факторов (механические, термические, старение).

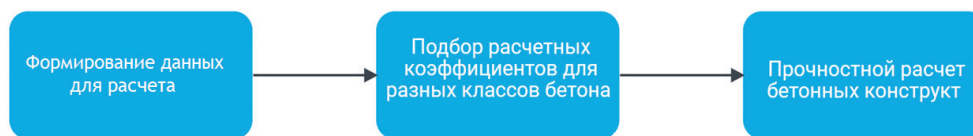


Рис. 8. Логическая структура расчета

На данном этапе разработки методологии исследуются составы бетона различных классов [2-4], ввиду их распространенности в конструкциях ОИАЭ. В дальнейшем рамки исследования планируется расширить за счет включения других конструкционных материалов.

В процессе анализа доступных данных определяется перечень недостающих параметров. Дефицитные данные восполняются двумя путями:

- расчетными методами (экстраполяция/интерполяция) на основе аналогов;
- применением статистически усредненных значений.

После чего проводится расчет несущей способности бетонных конструкций (рис. 1), с учетом совокупной деградации (радиационной, эксплуатационной, механической и т. д.).

На основе вышеуказанного, предлагается вычислить переводные коэффициенты, отражающие степень повреждения бетона в зависимости от времени радиационного воздействия и агрессивной среды эксплуатации. Подобный расчетный коэффициент поможет значительно ускорить процесс разработки проектной документации в условиях дефицита или полного отсутствия исходных данных.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ершов Г.А., Козлов Ю.И., Солодовников А.С., Можаяев А.С. Оценка безопасности атомных энергетических объектов на стадии проектирования //Тяжелое машиностроение. 2004. № 8. С. 33-39.
2. ГОСТ 7473— 2010 Смеси бетонные. Технические условия.
3. ГОСТ 24211— 2008 Добавки для бетонов и строительных растворов. Общие технические условия.
4. ГОСТ 26633— 2015 Бетоны тяжелые и мелкозернистые. Технические 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

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

Согласно требованиям нормативных документов различного уровня, РВ, содержащиеся в ОЯТ, являются объектами ГУиК РВ и РАО. Учетными единицами в случае учета РВ в ОЯТ являются облученные в АЗ реактора и выгруженные в хранилище или место хранения вне активной зоны реактора ОТВС, имеющие индивидуальный номер. 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 СГУиК РВ и РАО на НВАЭС возложен на персонал службы УиК ЯМ ОЯБиН. Службой ведутся «Журналы учета РВ в ОЯТ», которые отвечают требованиям Приложения № 5 к НП-067-16, т.е. с указанием суммарной активности в учетной единице (Бк), которой является ОТВС., также предоставляются отчеты по Форме 2.4 и Форме 2.5 во исполнение приказа ГК «Росатом» от 7 декабря 2020 г. N 1/13-НПА.

Таким образом, система УиК РВ и РАО Нововоронежской АЭС в настоящее время полностью соответствует требованиям нормативной документации в области УиК РВ и РАО.

Ввиду того, что НВАЭС как ОИАЭ подлежит проверкам Ростехнадзора (проверкам системы УиК РВ и РАО в организации), а также комплексным проверкам при осуществлении постоянного государственного надзора, необходимо обратиться к документам, непосредственно разработанным Ростехнадзором, таким как методические рекомендации по проверке выполнения ФНП в области использования атомной энергии и типовым программам инспекции СУиК РВ и РАО. Согласно требованиям этих документов, 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.

В случае возникновения необходимости совершенствования системы учета и контроля РВ и РАО НВАЭС в рамках учета РВ в ОЯТ предлагается использование методик расчета содержания РВ в ОЯТ, разработки нового формата выходного файла программного модуля «SFUEL» программного комплекса «КАСКАД» для его сопряжения с АСУиК ЯМ АЭС с реакторами ВВЭР, а также модернизация самой АСУиК для вывода информации по РВ в ОЯТ. Также предлагается конкретизировать те данные, которые следует указывать в учетных документах (паспортах, журналах и т. д.).

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. Основные 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.

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

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 деактивации и демонтажу строительных конструкций, систем и элементов ОИАЭ, а также для повышения уровня безопасности при выполнении работ по 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».

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 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 загрязненного грунта (РЗГ) является ключевым фактором для повышения эффективности и снижения затрат на реабилитацию территорий объектов ядерного наследия (ОЯН). Этот подход позволяет значительно снизить объемы отходов, направляемых на захоронение, и открывает возможности для повторного использования грунтов, что является стратегически важной задачей для обеспечения экологической безопасности.

Добиться эффективной реабилитации территорий ОЯН возможно в условиях соответствия систем сортировки РЗГ современным требованиям, а именно: модульное исполнение; мобильность и автономность установок; ориентация на серийно-выпускаемые и доступные в РФ оборудование и комплектующие; возможность работы с грунтами, характеризующимися вариативностью радионуклидного загрязнения. Существующие в РФ установки механической сортировки (УМС) не полностью соответствуют совокупности предъявляемых требований, что обосновывает необходимость 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. В докладе описывается разработка БРК УМС РЗГ с учетом возможностей отечественных производителей оборудования, обеспечивающего регистрацию излучения широкого диапазона радионуклидов.

На начальном этапе проведен анализ характерных видов загрязнений в грунтах на площадках ФГУП «РАДОН» и АО «АЭХК» и возможных методов измерений. Для сортировки с высокой скоростью обработки результатов подходят исключительно методы контроля по гамма-излучению. Учет потенциально присутствующих в грунте сложно детектируемых нуклидов осуществляется методом «Scaling factor» («нуклидный вектор») [1].

Измерительная часть БРК состоит из нескольких гамма-спектрометров в защитных кожухах для определения активностей радионуклидов и блока детектирования мощности дозы гамма-излучения для дополнительного контроля. Для выбора и обоснования параметров БРК использовались экспериментальные и расчетные данные. Моделирование энергетических спектров композиций радионуклидов в различных геометриях измерений выполнялось методом «Монте-Карло» с применением кода GEANT4 [2]. По гамма-спектрам рассчитывались минимально детектируемые активности радионуклидов. Учитывались также и экспериментальные данные собственных фонов блоков детектирования. Оптимизации параметров позволила обосновать конструкцию БРК.

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.

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. Determination of the dose rate from the pulse-height spectra of an airborne gamma-ray spectrometer based on an unmanned aerial vehicle / S. L. Gavrilov, A. E. Pimenov, A. M. Shvedov [et al.] // Atomic Energy. – 2023. – Vol. 135, No. 1-2. – P. 74-80.

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

Основной проблемой при выводе из эксплуатации радиоактивно загрязненного оборудования является пребывание технического персонала, проводящего работы, в зоне ионизирующего излучения. Классические методы разделки оборудования являются высокоинертными и требующими ручного управления. 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.

ГСК «Реформа» представлена технологическая схема процессов резки реактора ВВЭР, необходимые ОКР и преимущества технологии лазерной резки.

ГСК «Реформа» совместно с АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» занимается продвижением и внедрением данной технологии.

В 2022 году технология разделительной лазерной резки была успешно применена специалистами АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» для демонтажа высокоактивных трубопроводов петлевого канала реактора МИР в АО «ГНЦ НИИАР» после его длительной эксплуатации в условиях нейтронного и гамма облучения в активной зоне реактора.

ГСК «Реформа» произведены испытания возможности резки листа горячекатаной стали толщиной 200мм, которые дали положительный результаты применения технологии. Также ГСК «Реформа» успешно реализован проект по демонтажу кранов перегружателей Курганской ТЭЦ с применением технологии разделительной лазерной резки.

ЛИТЕРАТУРА.

1. Yeo D. Nuclear Reactor Fuel Element Splitter. US Pat. № 4000391. Int. Cl. G21C19/36. Filed Aug. 27, 1974. Pub.Dec. 28, 1976.
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. Orlinski D.V., Gritsyna V.T. Radiation resistance investigation of quartz glass KU-1. — Problems Atomic Sci.Techn., 2000, v. 12, p. 60—63.

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

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

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 активируется, накапливая значительное количество радионуклидов, среди которых плутоний (Pu) представляет серьёзную угрозу для здоровья человека и окружающей среды из-за их высокой радиоактивности, длительного периода полураспада, способности накапливаться в организме [1].

Целью проведенной работы является определение фазового состава и летучести Pu в зависимости от температуры (300–3600 K) 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 при нагревании радиоактивного графита радионуклида Pu, определение констант равновесия полученных реакций.

Распределение плутония по равновесным фазам при нагревании радиоактивного графита в воздухе представлено на рис. 1. Основные реакции и соответствующие им константы равновесия показаны в таблице 1.

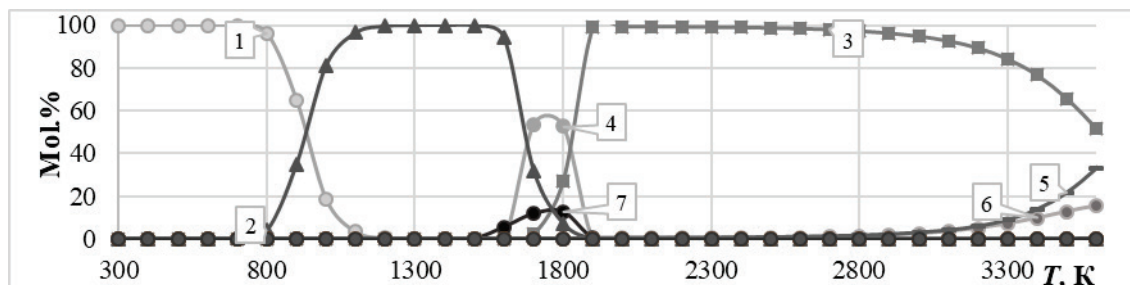


Рис. 1. Распределение плутония по равновесным фазам при нагревании радиоактивного графита в воздухе: 1 – $\text{PuCl}_3(\text{к.})$; 2 – $\text{PuOCl}(\text{к.})$; 3 – PuO_2 ; 4 – $\text{PuO}_2(\text{к.})$; 5 – PuO^+ ; 6 – PuO ; 7 – $\text{Pu}_2\text{O}_3(\text{к.})$

Таб. 1. Основные реакции и соответствующие им константы равновесия

№	Реакция	$\Delta T, \text{K}$	A	B	ΔA	ΔB
1.	$\text{PuCl}_3(\text{к.}) + \text{CO}_2 = \text{PuOCl}(\text{к.}) + \text{CO} + 2\text{Cl}$	700-1200	33,1707	-67444,11	0,0105	9,5329
2.	$2\text{PuOCl}(\text{к.}) + \text{CO}_2 = \text{Pu}_2\text{O}_3(\text{к.}) + \text{CO} + 2\text{Cl}$	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 программного комплекса ТЕРРА проведено термодинамическое моделирование поведения радионуклида Pu при нагреве реакторного графита в атмосфере воздуха. Полученные результаты позволяют оценить потенциальную эмиссию радионуклида в окружающей среде при аварийных ситуациях и оптимизировать процессы переработки радиоактивного графита.

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. Яковлев, Р. М. На пути к безопасной атомной энергетике / Р. М. Яковлев, И. А. Обухова // Биосфера. – 2017. – Т. 9, № 2. – С. 123-135.

ТЕРМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ АНИОНИОНООБМЕННЫХ СМОЛ В ПРОЦЕССАХ ВЫДЕЛЕНИЯ АКТИНОИДОВ ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ СРЕД

В. В. Калистратова, Е. В. Белова, В. В. Милютин

ИФХЭ РАН, Москва, Россия

эл. почта: vera.kalistratova@gmail.com

Анионообменные смолы используются в радиохимической технологии для выделения и разделения актиноидов. В частности, извлечение плутония осуществляется с помощью винилпиридиниевых анионитов из растворов с концентрацией азотной кислоты до 8 моль/дм³. Условия проведения таких технологических операций различаются по температуре, времени, мощности дозы излучения радионуклидов, концентрации азотной кислоты. В практике работы радиохимических предприятий известны случаи аварий, с участием анионитов. Анализ этих аварий показывает, что причиной разрушения сорбционных колонн являлись экзотермические процессы взаимодействия анионита с азотнокислыми окислителями.

Современные требования пожаровзрывоопасности определяют необходимость установления характеристик термической стабильности систем, содержащих аниониты и окислитель (HNO₃), поэтому целью данной работы стало определение таких характеристик и создание на их основе кинетической модели, описывающей протекание экзотермических процессов и влияние на них внешних факторов.

В данной работе были исследованы аниониты марок ВП-1АП, ВП-3АП, ВПА-2 в нитратной форме и насыщенные гексанитратом тория.

Методом дифференциально-сканирующей калориметрии были получены зависимости тепловых потоков от температуры для перечисленных марок анионообменных смол и раствора ГН при скоростях нагрева 1, 2 и 4 °С/мин. Показано влияние нитрат-ионов на величины тепловых эффектов экзотермических реакций и сдвиг температурной области протекания реакций в сторону уменьшения температуры. При сравнении результатов, полученных в окислительной и инертной атмосферах, установлено, что наибольшее значение для оценки хода термолиза имеют первые экзотермические эффекты, связанные с окислением функциональных групп NO₃⁻ ионами.

Разработана математическая модель разложения анионита ВП-1АП в нитратной форме, которая может быть применена для оценки безопасности при проведении сорбционных процессов. Модель представляет собой систему уравнений Аррениуса, описывающие изменение скорости тепловыделения в процессе термолиза. С помощью программного обеспечения TSS (ChemInform) и KineticsNeo (Netzsch) подобраны численные параметры уравнений (энергия активации, константа скорости, порядок реакции).

Проведена валидация полученных формальных кинетических моделей, в т.ч. в адиабатических условиях и показана принципиальная возможность построения кинетической модели разложения, как для твёрдых материалов: ионообменных смол, так и для жидких материалов: азотнокислых растворов ГН, на основе результатов ДСК-ТГ экспериментов с миллиграммовыми количествами образца, применимой для моделирования укрупнённых установок.

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

Установлено влияние облучения анионитов в нитратной форме до дозы 2МГр на их термическую стабильность. Так, при термоллизе облучённого анионита так же, как и для необлученного, наблюдается три экзотермических эффекта. Температура начала термического разложения значительно снижается для радиолитически деградированного анионита. При этом выделяемое при разложении количество теплоты снижается для облученного сорбента, что может быть связано с тем, что часть возможных экзотермических реакций прошла в процессе облучения. Также обнаружено изменение состава газовой фазы, образующейся в процессе термоллиза облученного анионита, по сравнению с необлученным.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации

НАПЛАВКА ПЛАКИРУЮЩЕГО СЛОЯ БИМЕТАЛЛА ПОРОШКОВОЙ ЛЕНТОЙ

Д. А. Зареченский, В. А. Шевченко

ФГБОУ ВО «ПГТУ», Мариуполь, Россия

эл. почта: zarechenskiyda@mail.ru

При изготовлении реакторов, сосудов высокого давления, котлов железнодорожных цистерн и других машин широко применяется двухслойная сталь с аустенитным коррозионностойким покрытием. На стыковые соединения при изготовлении таких узлов приходится основной объем наплавленного металла. В производственных условиях разработано и внедрено множество вариантов технологии изготовления изделий из двухслойных сталей и сварочных материалов [1]. К наиболее производительным способам, позволяющими управлять высотой плакирующего слоя и долей участия основного металла в наплавленном, относится механизированная электродуговая наплавка с применением ленточных электродов и проволочного электрода по слою гранулированной присадки. Порошковые электродные материалы – порошковые проволоки и порошковые ленты объединяют преимущества указанных способов, позволяя дозированно управлять легированием наплавленного металла [1–3].

Технология изготовления порошковых ленточных электродов, заключающаяся в поэтапном формировании профиля оболочки, засыпкой порошкового наполнителя с последующим образованием замковых соединений и обжатием, позволяет использовать различные материалы оболочки (низкоуглеродистые, аустенитные стали, никелевые, медные и другие сплавы) разной толщины. Это позволяет применять в качестве наполнителя широкий диапазон порошковых компонентов и за счет этого оптимизировать состав электродного материала и свойства наплавленного слоя.

Для получения однородного химического состава наплавленного металла необходимо обеспечить равномерное оплавление оболочки и шихты сердечника порошковой ленты, что достигается назначением оптимальных режимов наплавки и ее ориентацией относительно направления наплавки [3]. Это обусловлено неравномерностью площади поперечного сечения оболочки и плотности протекающего по ней тока, нагревающего оболочку на вылете электрода. Как показали результаты экспериментальных исследований, чем выше электрическое сопротивление материала оболочки, тем выше ее нагрев на вылете и скорость расплавления, что увеличивает разницу скоростей плавления оболочки и сердечника. Поэтому для разработки составов порошковых лент для наплавки металла аустенитного класса целесообразно применение порошковых лент однозамковой конструкции,

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

изготовленной из стальной или никелевой оболочки при соответствующем составе сердечника. На рисунке 9 показана схема формирования однозамковой оболочки порошковой ленты.

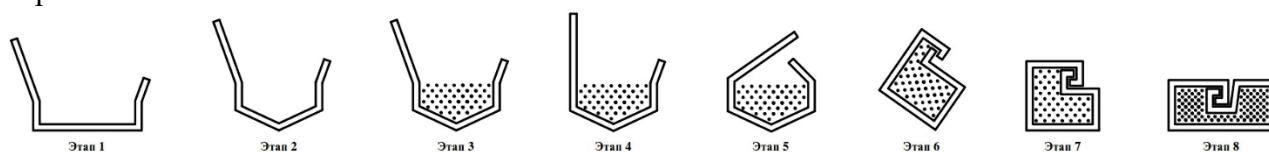


Рис. 9. Технологические этапы профилирования оболочки порошковой ленты однозамковой конструкции

ЛИТЕРАТУРА

1. Чепурко М.И. Биметаллические материалы. – Л.: Судостроение, 1984. – 272 с.
2. Макковеев В.В., Лыжин А.С., Верещагин С.А. Повышение производительности при формировании антикоррозионной наплавки аустенитного класса // Вестник науки. – 2024. – №4 (73) том 3. – С. 508 - 519.
3. Зареченский Д.А., Чигарев В.В., Воробьев В.В., Шпак А.А. Влияние конструкции оболочки порошковой ленты на долю участия основного металла в наплавленном // Сварочное производство. – 2025. – №1. – С.26-30.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ГИДРОЛИТИЧЕСКИХ СВОЙСТВ МЕТАЛЛ-ИОНОВ ДЛЯ УДАЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ «ИСТОРИЧЕСКОГО» ПРОИСХОЖДЕНИЯ

В. В. Торопова, А. В. Радкевич, А. М. Зарубо

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

эл. почта: vtoropova@sosny.bas-net.by

На протяжении более 40 лет деятельность организаций промплощадки научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны» включала работы, в том числе в горячих камерах, связанные с деятельностью исследовательского реактора, разработкой изотопной продукции, например, Тс-99, созданием передвижной АЭС на теплоносителе N_2O_4 (сильный окислитель), исследованиями по программам ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС, производилась дезактивация помещений и оборудования. ЖРО, образовавшиеся в результате такой деятельности («исторические» ЖРО), не имеют регламентированного физико-химического и радионуклидного состава. В таких ЖРО могут присутствовать, кроме радионуклидов, органические загрязнения от опытных животных, поверхностно-активные вещества и комплексоны, растворители, экстрагенты, почвенные составляющие, в том числе гуминовые и фульвокислоты, и т. д. Предположительно, в данных отходах могут содержаться γ -, β -, α -излучающие радионуклиды, которые являются особо опасными по своему воздействию на организм человека.

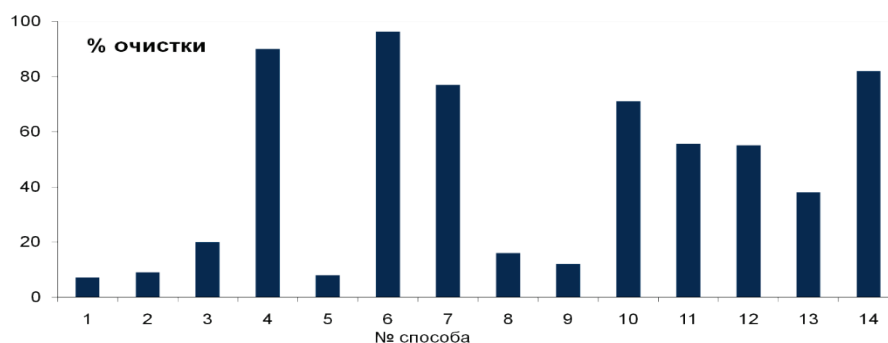
Результаты по определению состава «исторических» ЖРО показали, что в них содержатся радионуклиды ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs , а также органические вещества (комплексоны, ПАВ и др.). Задача очистки таких «исторических», уникальных по сложности ЖРО неизвестного состава чрезвычайно сложна.

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

С учетом экспериментальных данных о состоянии радионуклидов ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs разработан комбинированный способ и технологическая схема очистки ЖРО. Отработана технология очистки модельных ЖРО и реальных жидких радиоактивных отходов из емкостей спецканализации с использованием ряда физико-химических методов в лабораторных условиях.



1 – Соосаждение с $\text{Fe}(\text{OH})_3$, микрофильтрация; 2 – ультрафильтрация, мембрана 1 kDa, pH 10; 3 – ультрафильтрация, мембрана 1 kDa, pH 12,3; 4 – Озонирование, ультрафильтрация, мембрана 1 kDa, pH 10

Рис. 1. Очистка ЖРО, образовавшихся в результате деятельности радиохимических лабораторий

Выполнена очистка «исторических» ЖРО на модульной установке по переработке ЖРО. Переработано 250 м^3 низкоактивных ЖРО, содержащих ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs («исторических»). В результате получена техническая вода с содержанием радионуклидов в растворе ниже уровней ЖРО и твердые радиоактивные отходы. Объем РАО сократился в 350 раз (рис. 1).

ВЛИЯНИЕ БОРНОЙ КИСЛОТЫ В РАЗЛИЧНОЙ КОНЦЕНТРАЦИИ НА СОСТОЯНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ^{60}Co , ^{85}Sr , ^{106}Ru И ^{137}Cs В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ

О. Б. Коренькова, А. М. Зарубо, А. В. Радкевич, В. В. Торопова

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

эл. почта: korenkova_olya@mail.ru

Борная кислота используется на реакторах типа ВВЭР и PWR в качестве замедлителя нейтронов [1]. Концентрация борной кислоты в жидких радиоактивных средах (ЖРС) АЭС с реактором ВВЭР-1200 находится в широком интервале: от 0 до 12 г/дм^3 в теплоносителе первого контура при работе на мощности, от 16 до 20 г/дм^3 в режимах останова и в воде в бассейна выдержки ОЯТ, до 40 г/дм^3 в баках борного концентрата [2]. В жидких радиоактивных отходах концентрация может достигать 90 г/дм^3 . При этом борная кислота может оказывать существенное влияние на радиохимическое состояние радионуклидов в ЖРС и на эффективность используемых методов удаления радионуклидов из растворов.

В зависимости от концентрации и значения pH в растворах борной кислоты могут образовываться полиядерные ионы. При высоких концентрациях борной кислоты в

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

нейтральной и слабощелочной области бораты взаимодействуют с борной кислотой с образованием полиядерных ионов: $[B_3O_3(OH)_4]^-$, $[B_4O_5(OH)_4]^-$ и $[B_3O_3(OH)_5]^-$ [3]. Концентрация полиборатных ионов зависит от значения pH раствора и начальной концентрации борной кислоты, однако их количество может быть достаточным для влияния на физико-химическое состояние радионуклидов в растворах.

Целью данной работы было определение влияния борной кислоты в концентрации 5 – 20 г/дм³ на состояние микроколичеств (10^{-10} – 10^{-12} моль/дм³) кобальта, стронция, рутения и цезия в водных растворах.

В ходе работы показано, что влияние борной кислоты в концентрации 5 – 16 г/дм³ на состояние радионуклида ¹⁰⁶Ru проявляется в смещении pH псевдоколлоидобразования рутения в более кислую область pH, а также в образовании комплексных соединений с полиборатными ионами в нейтральной и слабощелочной области pH, которое приводит к снижению эффективности извлечения радионуклидов рутения сильнокислотным катионитом и ультрафильтрационными мембранами с пределом отсека 10 и 100 кДа. Важно отметить, что количество комплексных соединений зависит от концентрации борной кислоты в растворе.

Присутствие в водных растворах борной кислоты концентрации 20 г/дм³ приводит к образованию комплексов с радионуклидом ⁶⁰Co в слабощелочной области pH, которое также приводит к снижению эффективности извлечения указанного радионуклида методами ионного обмена и ультрафильтрации. При данной концентрации борной кислоты отсутствует комплексообразование радионуклидов ⁸⁵Sr и ¹³⁷Cs с полиядерными формами борной кислоты. Однако наличие борной кислоты в растворе уменьшает задержание на мембране и сорбцию на ионнообменной смоле радионуклидов ⁸⁵Sr, ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs.

ЛИТЕРАТУРА

1. Давыдов, Ю. П. Основы радиохимии : уч. пособие / Ю. П. Давыдов. – Минск : Высшая школа, 2014. – 317 с.;
2. Водно-химический режим первого контура при вводе энергоблока атомной электростанции проекта АЭС-2006 в эксплуатацию. Нормы качества теплоносителя и средства их обеспечения СТО 1.1.1.03.004.0980-2014. // ОАО «Концерн Росэнергоатом». – URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293738/4293738242.pdf> (дата обращения: 08.02.2024);
3. Kabay N. Boron separation processes / N. Kabay, M. Bryjak, N. Hilal. – Elsevier, 2015. – 412 p.

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). В азотнокислых растворах АГК проявляет склонность к гидролизу, в результате которого образуются гидроксиламин и уксусная кислота (УК). Взаимодействие ГН с азотной кислотой протекает в экзотермическом режиме с образованием азотистоводородной кислоты и нитрата аммония. На завершающей стадии 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.

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 $4^\circ\text{C}/\text{мин}$ 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/г_{р-ра}, для раствора ГН – 127 Дж/г_{р-ра}. В адиабатических условиях в растворе АГК интенсивная экзотермическая реакция фиксируется при 60°C . Величина саморазогрева составляет $72,1^\circ\text{C}$. 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 экзотермические реакции. Значение $T_{\text{ст}}$ составляет 91 и 156°C , соответственно, а суммарное значение удельного тепловыделения – 137 Дж/г_{р-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/г_{р-ра}. В режиме HWS в смеси АГК с ГН и УК при 109°C регистрируется только одна экзотермическая реакция. Величина саморазогрева составляет $27,3^\circ\text{C}$, 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

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

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 $T_{ст}$.

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

В настоящее время в мировом ядерном сообществе утвердилось мнение, что наиболее безопасным и надежным методом финального захоронения радиоактивных отходов (РАО) является их размещение в металлических контейнерах в пунктах глубинного захоронения. Предполагается, что снаружи контейнеры будут окружены слоем уплотненной бентонитовой глины, который будет препятствовать поступлению грунтовых вод к внешним стенкам контейнера. Одной из главных проблем такого способа захоронения является коррозия металлических стенок контейнера, которая инициируется и может значительно интенсифицироваться под действием химически активной низкотемпературной плазмы, возникающей при воздействии ионизирующего излучения продуктов распада РАО на газовую среду внутри и снаружи контейнеров. Известно, что основное физико-химическое воздействие радиационного ионизирующего излучения на газовую среду определяется вторичными электронами, которые возникают в столкновениях атомов и молекул газа с высокоэнергетическими заряженными частицами и/или γ -квантами, поэтому природа и состав ионизирующего излучения не оказывают заметного влияния на параметры и характеристики формируемой радиационной плазмы. Поэтому 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. В качестве материала стенок контейнеров наиболее часто рассматриваются низкоуглеродистая сталь и медь или их комбинации.

В данной работе представлены результаты экспериментальных и расчетно – теоретических исследований скорости коррозии железа в радиационной плазме, генерируемой пучком быстрых электронов. Выбранные экспериментальные условия достаточно точно имитируют реальные условия внутри и снаружи контейнеров. На рис.1 (а, б) представлены зависимости скорости коррозии железа от относительной влажности RH воздуха (рис. 1а) и от соотношения кислорода и азота в газовой смеси $N_2:O_2:H_2O$ при фиксированной величине RH (рис. 1б). Из представленных экспериментальных данных видно, что радиационная коррозия железа является сложным многопараметрическим явлением, адекватное объяснение которого в рамках существующих современных представлений является затруднительным.

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

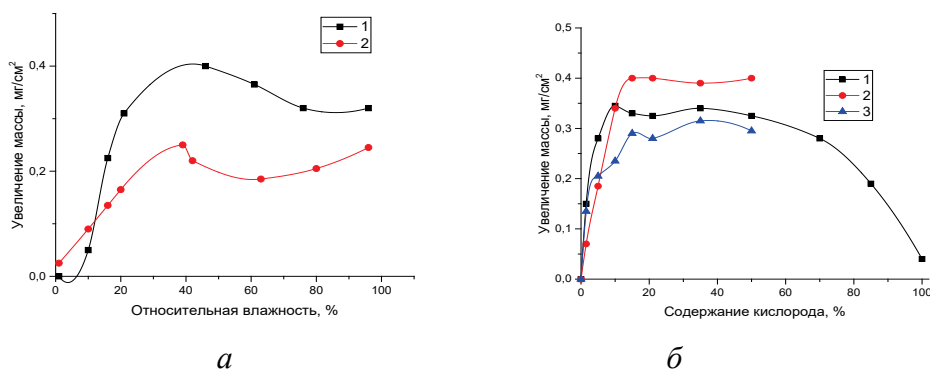


Рис.1. Зависимость скорости коррозии железа от величины относительной влажности воздуха (а) и от содержания кислорода в газовой смеси $\text{O}_2:\text{N}_2:\text{H}_2\text{O}$ (б). а: 1 – ток пучка электронов $I = 1 \text{ мА}$, 2 – $I = 0.5 \text{ мА}$; б: 1 – $I = 1 \text{ мА}$, $\text{RH} = 87\%$, 2 – $I = 1 \text{ мА}$, $\text{RH} = 40\%$, 3 – $I = 0.5 \text{ мА}$, $\text{RH} = 87\%$. Энергия электронов – 115 кэВ , температура газа $T = 295 \text{ К}$

ДЕЗАКТИВАЦИЯ ТКАНИ В СРЕДЕ СЖИЖЕННОГО ФРЕОНА HRC-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, например, в среде сжиженного озон-дружественного фреона HRC-134a.

Исследования [1, 2], проведенные в среде сверхкритического и сжиженного CO_2 , показывают, что высокой эффективностью обладают дезактивирующие рецептуры на основе краун-эфиров или более безопасных и распространенных полиэтиленгликолей (ПЭГ) с добавлением в качестве противоионов различных кислот или их солей. 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.

В настоящей работе исследована дезактивация образцов хлопчатобумажной ткани в среде сжиженного фреона HRC-134a в присутствии коммерчески доступных модификаторов, таких как ПЭГ Triton X-100, фторированный ПЭГ Zonyl FS-300 и краун-эфир ДЦГ18К6. Выбор концентраций реагентов 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 в количестве около 280 Бк/см^2 . Дезактивация проводилась при температуре 60°C и давлении $1,5 \text{ МПа}$ в течение 20 минут. Эффективность предложенных модификаторов оценивалась по коэффициентам дезактивации, которые представляют собой отношение активностей образца до и после дезактивации. Результаты дезактивации образцов приведены в таблице 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

Таб. 1. Коэффициенты дезактивации образцов хлопчатобумажной ткани

Модификатор	С _{мод-ра} , 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	20	0	20,1	36,0	1,0	1,8	1,2	—
Zonyl FS-300	20	20	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
ДЦГ18К6	3	20	30,2	4,0	1,6	1,6	1,1	—

Результаты исследования показывают высокую эффективность предложенных реагентов в технологии дезактивации СИЗ загрязненных ¹³⁷Cs, ¹³³Ba (используемого как имитатора ⁹⁰Sr), а также перспективность применения данных рецептур для извлечения с поверхности ткани ⁶⁵Zn, ⁶⁰Co, ²⁴¹Am и ¹⁵²Eu.

ЛИТЕРАТУРА

1. V.V. Ershov, Cesium extraction by solutions of fluorine-containing phosphoric acids in liquid carbon dioxide. Supercritical Fluids. Versailles (France), 2003.
2. Бабаин В.А., Киселева Р.Н., Мурзин А.А. и др. Патент RU 2168779, 2001.

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 ТЕЗИСОВ
ХII 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