

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ

На правах рукописи

СЕМЕНОВ СЕРГЕЙ ГЕННАДЬЕВИЧ

**РАЗРАБОТКА НАУЧНО ОБОСНОВАННОЙ МЕТОДОЛОГИИ
ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ И ЕЕ ПРАКТИЧЕСКОЕ ПРИМЕНЕНИЕ**

Специальность 05.14.03 «Ядерные энергетические установки,
включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации»

ДИССЕРТАЦИЯ
на соискание ученой степени
доктора технических наук

Москва
2019 год

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	6
ГЛАВА 1. СОВРЕМЕННАЯ ПАРАДИГМА ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ.....	23
1.1. Международная и национальная правовые базы как основа для разработки методов обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов	23
1.2. Базовые принципы обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов.....	30
1.3. Конструктивные и технологические особенности исследовательских ядерных реакторов, существенные для обеспечения радиационной безопасности при выводе их из эксплуатации.....	34
1.4. Выбор стратегии вывода из эксплуатации	39
1.5. Основные этапы и последовательность процедур вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов	48
1.6. Анализ практического применения технологий вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов	54
1.7. Выводы к ГЛАВЕ 1.....	58
ГЛАВА 2. ОПТИМИЗАЦИЯ МЕТОДОВ РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ МР И РФТ	61
2.1. Особенности конструкции и условий эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ	61
2.2. Задачи радиационного обследования исследовательских ядерных реакторов и проблемы их решения традиционными методами.....	69
2.3. Методы решения проблем радиационного обследования.....	70
2.3.1. Преимущества методов дистанционной диагностики	70
2.3.2. Функциональные разновидности гамма-камер.....	71
2.4. Методы оценки количественных характеристик радиоактивных объектов.....	83
2.4.1. Методы восстановления картины распределения активности.....	83
2.4.2. Калибровка спектрометрической коллимированной системы для оценки активности радионуклидов загрязненных помещений	87
2.4.3. Визуализация распределения активности радионуклидов по результатам сканирования и оценка их общей активности внутри обследуемого помещения	91
2.4.4. Моделирование дезактивационных работ по результатам радиационного обследования	97

2.4.5. Оценка факторов взаимного влияния различных источников на формирование радиационной обстановки	99
2.5. Особенности применения дистанционных методов при радиационном обследовании реакторного комплекса МР и РФТ	101
2.5.1. Территория реакторного комплекса	101
2.5.2. Технологические помещения реактора МР	107
2.5.3. Внутри корпусные конструкции реактора МР	114
2.5.4. Спектрометрическое обследование объектов, находящихся в приреакторных хранилищах реактора МР	117
2.5.5. Камера резки, включая монжус камеры	132
2.5.6. Внутри корпусные устройства реактора РФТ	138
2.6. Выводы к ГЛАВЕ 2.....	144
ГЛАВА 3. МЕТОДОЛОГИЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ.....	146
3.1. Основные факторы, подлежащие учету при подготовке к выполнению радиационно-опасных работ	146
3.2. Формирование методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов	148
3.2.1. Общие научные положения методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности	148
3.2.2. Критерии выбора технологий и инструментальных средств для практической реализации радиационно-безопасных методов вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов.....	157
3.2.3. Особенности обращения с РАО, образующимися в результате демонтажа оборудования.....	166
3.3. Методическое обеспечение радиационно-экологической безопасности	175
3.3.1. Стратегия обеспечения радиационной безопасности персонала и населения при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов.....	176
3.3.2. Проектные решения радиационной защиты персонала	176
3.3.3. Методическое обеспечение радиационного контроля	181
3.3.4. Методика контроля объемной активности аэрозолей в воздухе	183
3.4. Выводы к Главе 3.....	185

ГЛАВА 4. РЕАЛИЗАЦИЯ РАЗРАБОТАННЫХ МЕТОДОВ И ТЕХНИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ ПРИ ВЫПОЛНЕНИИ РАБОТ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ МР И РФТ	188
4.1. Порядок и условия верификации и апробации процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов для комплекса работ на реакторах МР и РФТ	188
4.2. Первоочередные мероприятия по подготовке к выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов	189
4.2.1. Демонтаж петлевого канала с облученной сборкой петлевой установки ПВМ с Рb-Ві теплоносителем	189
4.2.2. Удаление облученных петлевых каналов из бассейна-хранилища, радиоактивных объектов и иловых отложений со дна бассейна, дезактивация воды и облицовки бассейна; демонтаж облучателя в бассейне-хранилище	191
4.2.3. Удаление радиоактивных отходов из приреакторного хранилища РАО	197
4.2.4. Демонтаж камеры резки	199
4.3. Демонтаж оборудования реакторов МР и РФТ	202
4.3.1. Демонтаж оборудования в технологических помещениях реактора МР	202
4.3.2. Демонтаж внутри корпусных конструкций реактора МР	209
4.3.3. Демонтаж защитных конструкций, графитовой кладки и корпуса реактора РФТ .	215
4.3.4. Демонтаж системы сбора и удаления жидких радиоактивных отходов в технологических помещениях реактора МР	224
4.4. Обращение с РАО, образовавшимися при выполнении работ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов	230
4.4.1. Логистическая схема упаковок с РАО	231
4.4.2. Система выходного контроля РАО	233
4.5. Выводы к Главе 4	238
ГЛАВА 5. ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПРИМЕНЕНИЯ РАЗРАБОТАННОЙ МЕТОДОЛОГИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	241
5.1. Анализ эффективности мероприятий по радиационной защите персонала и минимизации воздействия на население на различных стадиях работ вывода из эксплуатации	241
5.1.1. Особенности радиационной обстановки на различных стадиях жизненного цикла исследовательских реакторов МР и РТ	241
5.1.2. Анализ эффективности мероприятий по минимизации внешнего облучения персонала	245

5.1.3. Анализ результатов мероприятий, направленных на минимизацию внутреннего облучения персонала и воздействия на население	248
5.2. Верификация расчетных оценок воздействия на персонал, население и окружающую среду	256
5.3. Выводы к ГЛАВЕ 5.....	260
ЗАКЛЮЧЕНИЕ.....	263
СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ	272
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	274
СПИСОК ИЛЛЮСТРАТИВНОГО МАТЕРИАЛА	285

ВВЕДЕНИЕ

Актуальность темы исследования

Актуальность постановки и решения задач по безопасной ликвидации негативных последствий использования атомной энергии очевидна. Более полувека создавались разнообразные типы исследовательских ядерных реакторов (ИЯР). В настоящее время часть из них теряет проектную способность эффективно противодействовать проявлению аварийных и других негативных событий. Все известные ИЯР имеют свой ограниченный физико-технологический ресурс, который определяет период их безопасного функционирования. Дальнейшая эксплуатация реакторов, исчерпавших назначенных для них проектный ресурс, становится неприемлемой по критериям социальной, экологической, промышленной и радиационной, ядерной и иной безопасности.

При приоритете главного аспекта национальной безопасности - превентивном предупреждении опасных для жизнедеятельности событий, в случае использования атомной энергии становится важным и своевременным вывод из эксплуатации исчерпавших свой ресурс ИЯР, основанный на принципах обеспечения радиационной безопасности и экологической приемлемости, охраны здоровья и труда человека, экономической целесообразности. Совершенно очевидно, что главный процесс вывода из эксплуатации ИЯР и ликвидация негативных последствий их функционирования должны быть обеспечены общей научной методологией, а также соответствующими информационными и инструментальными средствами для ее реализации.

Уже сегодня большинство, особенно первых, стареющих, исследовательских ядерных установок не являются безопасными. Это обстоятельство должно быть понято и принято специалистами, поэтому прямо сегодня важно развивать и постоянно улучшать главные процессы безопасной ликвидации негативных последствий использования атомной энергии. В этой связи становится принципиально важным и своевременным научный анализ и новое осмысление перспективы средств и инструментов, методов и приемов

общей методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Исследовательские ядерные реакторы играют важную роль в развитии ядерной энергетики в целом, и особенно в вопросах обеспечения безопасности ядерных установок. Без проведения широкой программы фундаментальных и прикладных исследований на ИЯР невозможно обоснование безопасности объектов ядерной энергетики.

По данным подготовленного Международным Агентством по Атомной Энергии (МАГАТЭ) «Обзора ядерных технологий – 2016» [1] по состоянию на конец 2015 года в мире насчитывалось 246 действующих исследовательских реакторов в 55-ти странах и свыше 180-ти реакторов, которые уже остановлены или выводятся из эксплуатации. Полностью выведены из эксплуатации более 300 исследовательских реакторов и критических сборок.

Возраст около половины всех эксплуатируемых в настоящее время исследовательских реакторов более 40 лет, в связи с чем перед эксплуатирующими организациями стоят две главные задачи – управление старением и вывод из эксплуатации.

На территории бывшего Советского Союза эксплуатируется 112 исследовательских ядерных установок, расположенных, как правило, на территории крупных городов, в том числе Москвы и Санкт-Петербурга [2].

В московском регионе сегодня эксплуатируется около 50-ти исследовательских ядерных установок. К ним следует добавить еще 1500 предприятий, использующих источники ионизирующих излучений и радиоактивные материалы.

В городе с 11-ти миллионным населением, каким является Москва, наличие такого множества ядерно- и радиационно-опасных установок опасно прежде всего тем, что большинство из них строились в разгар «холодной» войны, когда требований, норм и правил безопасности в данной области просто не существовало. Те же нормы, которые и были, ни в коей мере не соответствуют

современным представлениям о влиянии ионизирующего излучения на человеческий организм.

11 марта 1991 года было принято решение № 46 Президиума Моссовета «О прекращении эксплуатации ядерных реакторов в г. Москве», вынесенное тогда на основании заключения Межведомственной комиссии, обследовавшей работу московских ядерных реакторов в 1990 году.

В решении было сказано, что большинство исследовательских реакторов, критических и подкритических стенов было построено и эксплуатируются с конца 1950-х – начала 1960-х годов и, ввиду физического и морального старения оборудования реакторных установок, несоответствия новым требованиям безопасности, подлежат останovu и выводу из эксплуатации.

В июле 1998 г. Правительство Москвы рассмотрело вопрос о демонтаже исследовательских ядерных реакторов в РНЦ «Курчатовский институт» и вывозе с них отработавшего ядерного топлива в период до 2005-2007 гг.

Практические работы по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов - материаловедческого реактора (МР) и реактора физического технологического (РФТ) были начаты в 2008 году, после утверждения Федеральной целевой Программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

Учитывая предстоящий в ближайшие годы массовый вывод из эксплуатации ИЯР, представляется весьма актуальным систематизировать многолетний опыт работ по ликвидации временных хранилищ «исторических» радиоактивных отходов (РАО), подготовке к выводу и собственно выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ, выполненных на территории Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» (НИЦ «Курчатовский институт»).

В данной диссертационной работе предложена совокупность методов и технологических решений, основанных на соблюдении принципов радиационной безопасности, и обеспечивающих безопасность персонала, населения и

окружающей среды, которые могут быть полезны при выводе из эксплуатации как существующих, так и перспективных исследовательских ядерных реакторов.

Предметом исследования является совокупность теоретических, инженерных, технологических и практических вопросов выбора эффективных путей и самих решений при выводе из эксплуатации ИЯР на примере исследовательских ядерных реакторов НИЦ «Курчатовский институт».

Объектом исследования являются главные процессы и процессно-целевая проектная методология вывода из эксплуатации ИЯР на примере исследовательских ядерных реакторов НИЦ «Курчатовский институт».

Степень разработанности темы

Изучение проблем, являющихся темой данного диссертационного исследования, проводилось многими специалистами уже давно, ряд технических решений в этой предметной области знаний уже апробированы, прошли практическую проверку на всех стадиях вывода из эксплуатации исследовательских реакторов, в основном – зарубежных. Однако, общей методологии для ликвидации исследовательских ядерных реакторов не существовало. Для ее формирования на каждом этапе вывода из эксплуатации, начиная с радиационного обследования ИЯР и до окончательной дезактивации стен, потолочных перекрытий и стяжек напольного покрытия после демонтажа оборудования в технологических помещениях реакторного комплекса, необходимо было разрабатывать специальные инструментальные способы и методы выполнения работ. В текущий период исследования в направлении создания, верификации и нормативной валидации основных компонентов методологии вывода из эксплуатации и ликвидации негативных последствий использования исследовательских ядерных реакторов и установок находятся уже на заключительной стадии. В данной работе впервые представляется процессно-целевая методология осуществления главного процесса - вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов на платформе обеспечения радиационной

безопасности для окружающего мира, включая охрану жизнедеятельности, здоровья и труда персонала, выполняющего работы.

Цель и задачи работы

Целью данного диссертационного исследования являлась разработка совокупности методов вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов и ее практическое применение при выполнении работ по выводу из эксплуатации комплекса исследовательских реакторов МР и РФТ в НИЦ «Курчатовский институт».

Для достижения поставленной цели было необходимо решить ряд задач:

- провести анализ и аналитическое обобщение состояния технологий демонтажа оборудования ИЯР, обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом (ОЯТ);

- разработать методы и выбрать, либо создать технологии демонтажа оборудования реакторов МР и РФТ с использованием дистанционно-управляемых механизмов (ДУМ), а также рекомендации по их практическому применению для будущих проектов по ликвидации негативных последствий функционирования ядерных исследовательских реакторов и установок;

- разработать и научно обосновать основные инструменты методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, включая методы совместного применения дистанционно-управляемых механизмов и средств дистанционной радиационной диагностики на основе гамма-камер различного типа;

- разработать принципы и технические решения обнаружения высокоактивных объектов, а также методы измерения глубины загрязнения радионуклидами строительных конструкций;

- разработать оригинальные стенды для идентификации, оценки активности и фрагментации высокоактивных конструкций и оборудования ИЯР и оценить их эффективность при выполнении практических работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ;

- разработать методы для обнаружения отработавшего ядерного топлива в удаляемых конструкциях и оборудовании ИЯР и провести верификацию этих методов при выполнении практических работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ;

- разработать и применить на практике экономически эффективные и обеспечивающие минимизацию дозовых нагрузок на персонал технологии обращения с РАО при их сортировке и упаковке в транспортные контейнеры с использованием ДУМ;

- оптимизировать применение технологии снижения воздушного переноса радиоактивных аэрозолей в процессе демонтажа оборудования;

- обобщить решения вышеперечисленных задач и выполнить разработку общей методологии обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации ядерных исследовательских реакторов, а также верификацию и апробацию ее практического применения при выполнении работ по выводу из эксплуатации комплекса исследовательских реакторов МР и РФТ в НИЦ «Курчатовский институт».

Научная новизна

В ходе выполнения работ получены следующие новые научные результаты:

- сформулирована и апробирована общая оригинальная методология вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на фундаментальных принципах обеспечения радиационной и ядерной безопасности персонала, населения и окружающей среды.

- сформулированы требования к дистанционно-управляемым механизмам и их навесному оборудованию, которые были использованы в процессе работ по ликвидации временных хранилищ РАО на выделенной территории НИЦ «Курчатовский институт»;

- предложены и практически использованы системы обнаружения интенсивно излучающих объектов;

- предложены технологии сортировки РАО по удельной активности, создан стенд для сортировки и упаковки высокоактивных отходов в транспортные контейнеры;

- впервые предложены методы совместного применения дистанционно-управляемых механизмов и средств дистанционной радиационной диагностики и проведена их проверка при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов;

- предложены технологии проведения радиационного обследования реакторов МР и РФТ с использованием дистанционно-управляемых механизмов, выполнены исследования, результаты которых послужили основой для разработки проекта вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ;

- сформулированы требования к дистанционно-управляемым механизмам и их навесному оборудованию, учитывающие специфику и особенности работы в условиях сильного радиоактивного загрязнения, апробация которых получила положительный результат в процессе работ по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ НИЦ «Курчатовский институт»;

- предложены технологии и практически выполнены работы по демонтажу оборудования реакторов МР и РФТ, основанные на комплексном применении нескольких дистанционно-управляемых механизмов совместно, что исключило присутствие персонала в помещениях с высоким уровнем гамма-излучения.

Значимость полученных результатов для теории и практики

Практическая ценность настоящего диссертационного исследования состоит в том, что предложенная методология вывода из эксплуатации ядерных исследовательских реакторов была положена в основу проекта вывода из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ, и положительно апробирована на практике при выполнении работ по радиационному обследованию технологических участков и строительных конструкций реакторного комплекса МР и РФТ в НИЦ «Курчатовский институт», демонтаже оборудования этих реакторов, обращении с образовавшимися в результате

выполненных работ радиоактивными отходами и дезактивации зданий и территории их расположения. Применение данной методологии и ее инструментария позволило существенно снизить дозовые нагрузки на персонал, выполняющий работы, и заметно ограничить радиационное воздействие на население и окружающую среду.

Разработанные и апробированные технологии обращения с РАО и ОЯТ могут быть успешно реализованы в проектах реабилитации различных объектов использования атомной энергии и территории их расположения, вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, а также могут быть применимы при работах на энергетических реакторах, в том числе и в аварийных условиях производственной деятельности.

Результаты радиационного обследования систем и помещений реактора МР и шахты реактора РФТ, выполненные с помощью дистанционно-управляемых механизмов, послужили основой для разработки технологических решений и выбора технических средств вывода их из эксплуатации, были включены в проект и реально использованы в ходе работ, что исключило неоправданно опасное радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду.

Разработаны и успешно применены технологии удаления, сортировки, фрагментации и упаковки средне- и высокоактивных РАО с помощью ДУМ. Разработанные технологии применялись как в ходе работ по подготовке исследовательских реакторов к выводу из эксплуатации на стадии удаления ОЯТ из зоны реактора, так и в процессе непосредственного выполнения демонтажа оборудования реакторов МР и РФТ. Практически выполнены работы по фрагментации высокоактивных каналов петлевых установок и отделению участка, содержавшего ядерное топливо, из канала с жидкометаллическим теплоносителем с помощью дистанционно-управляемых механизмов, что позволило выполнить эти работы без присутствия персонала непосредственно в зоне работ.

Опыт создания стендов сортировки и фрагментации высокоактивных отходов с помощью дистанционно-управляемых механизмов будет полезен при

работах на других радиационно-опасных объектах и исследовательских реакторах.

Методология и методы исследования

Методология диссертационного исследования включает в себя различные методы, учитывающие специфику предмета и объекта изучения. Важнейшие из них следующие:

а) системный подход, заключающийся в выявлении разнообразия связей и отношений при комплексном рассмотрении вопросов радиационной безопасности комплекса работ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных установок;

б) расчетное моделирование предусматривало:

- разработку расчетных моделей процессов и средств измерения, давало возможность прогнозировать уровни сигналов и аппаратные функции детектирующих систем;

- разработку расчетных моделей переноса излучения в различных средах с целью получения взаимосвязи между распределением активности отдельных радионуклидов и мощности эквивалентной дозы (МЭД) в пространстве;

- разработку моделей и методов обработки результатов измерения, получение распределений активности отдельных радионуклидов;

- разработку моделей и методов расчета распределения мощности эквивалентной дозы по полученным распределениям активности основных дозообразующих гамма-излучающих радионуклидов;

- моделирование изменения дозовой обстановки в процессе дезактивации отдельных объектов и помещений;

- прогнозирование доз персонала при проведении различных демонтажных и дезактивационных работ;

- выбор наиболее оптимальных с точки зрения дозовых нагрузок последовательности и методов выполнения работ в радиоактивно загрязненных помещениях и территориях;

- прогнозирование радиационной обстановки после выполнения демонтажных и реабилитационных работ;

- разработка методов и объем постреабилитационного контроля по завершении работ по выводу из эксплуатации и реабилитации;

в) основной объем информации, представленный в работе, получен методом эмпирического исследования:

- для получения калибровочных соотношений проведен большой объем модельных измерений на тестовых источниках гамма- и бета-излучения, имеющих различные профили распределения активности;

- выполнены экспериментальные измерения угловых аппаратных функций отдельных детекторов для уточнения местоположения источника излучения;

- проведен большой объем верификационных экспериментов, в ходе которых результаты измерений предложенными методами сравнивались с данными стандартных методов, таких как лабораторный метод спектрометрического и радиохимического анализа проб радиоактивно загрязненных объектов и веществ;

- на основе статистической обработки значимого объема измеренных данных были получены вероятности их достоверности, а также определены области, в которых необходимо проведение уточняющих измерений;

г) конкретные методы комплексного решения проблем безопасности вывода из эксплуатации реакторных установок и технологические подходы для их реализации определены при последовательном выполнении этапов расчетно-конструктивного метода:

1) собиралась и накапливалась необходимая информация об уровнях загрязнения на всех этапах работ:

- получены экспериментальные данные о начальном состоянии отдельного объекта или помещения;

- измерены уровни загрязнения после выполнения демонтажных работ;

- измерены уровни загрязнения после удаления оборудования, являющегося дозообразующим фактором перед началом работ, определены уровни загрязнения

отдельных поверхностей помещения, в частности, стен, полов, потолков, выявлены области превышения допустимых уровней;

- смоделированы методы и объемы дезактивационных работ, определены конечные состояния и допустимые уровни радиоактивного загрязнения;

- определены объемы первичных и вторичных радиоактивных отходов;

2) проведен научный анализ выполнения работ по выводу из эксплуатации: по результатам расчетно-экспериментальных исследований сформулированы выводы о необходимости выполнения измерений на всех этапах демонтажных и дезактивационных работ, определен необходимый объем этих измерений;

3) проведена оценка установленных причинно-следственных связей и разработаны альтернативные варианты выполнения работ: на основании выявленных закономерностей обоснованы последовательности и объем демонтажных и реабилитационных работ, выбраны наиболее оптимальные с точки зрения дозовых нагрузок персонала методы их выполнения, разработаны и практически внедрены новые конструктивные решения и технологические схемы, позволяющие наиболее эффективно провести работы по выводу из эксплуатации ИЯР, с наивысшей энерговооруженностью персонала и с наименьшими дозовыми нагрузками;

4) составлены прогнозы и рекомендации на перспективу: по результатам использования методов дистанционной диагностики радиационной обстановки и дистанционно-управляемого оборудования и реализации технологических процессов сформированы предложения по оптимизации дозовых нагрузок персонала, задействованного в работах по выводу из эксплуатации, определены предотвращенные дозы работников, на основе анализа рисков обоснованы использованные методы, механизмы и затраты на их применение.

Основные результаты, выносимые на защиту

- методология вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды;

- основные инструменты методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, включая:

- методы совместного применения дистанционно-управляемых механизмов и средств дистанционной радиационной диагностики, в том числе результаты их верификации при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов;

- принципы и технические решения обнаружения высокоактивных объектов, а также методы измерения глубины загрязнения радионуклидами строительных конструкций;

- рекомендации и основные результаты применения дистанционно-управляемых механизмов для выполнения радиационного обследования конструкций и помещений исследовательских реакторов МР и РФТ, включая обоснование для их применения в проектах вывода из эксплуатации ИЯР;

- оригинальные стенды для идентификации, оценки активности и фрагментации высокоактивных конструкций и оборудования реакторов МР и РФТ, в том числе содержащих отработавшее ядерное топливо;

- технологии извлечения, сортировки, фрагментации высокоактивных отходов с помощью дистанционно-управляемых механизмов и разработанных средств дистанционной диагностики и их научное обоснование, в соответствии с критериями радиационной, ядерной и промышленной безопасности;

- результаты верификации и апробации методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов в аспектах подтверждения эффективности предложенной методологии и оригинальных технологий на основе дистанционно-управляемых механизмов.

Степень достоверности результатов

Достоверность и обоснованность выводов и рекомендаций по теме исследования подтверждена представительным объемом практических результатов, применением современных методов обработки и интерпретации результатов, сопоставимостью экспериментальных результатов с данными, полученными другими исследователями, а также позитивным опытом их

практического внедрения. Достоверность результатов диссертационного исследования подтверждена прежде всего тем, что эффективность применения методологии обеспечения радиационной безопасности при реализации проекта вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ документально подтверждена протоколами доз внешнего облучения персонала, выполнявшего работы на протяжении десяти лет и данными внутреннего облучения за тот же период, полученными при ежегодном обследовании спектра излучения человека (СИЧ). Достоверность результатов диссертационного исследования в отношении отсутствия негативного влияния на экологическую безопасность и население подтверждена результатами измерения объемной концентрации аэрозолей в воздухе как в зоне производства работ, так и на границе санитарно-защитной зоны НИЦ «Курчатовский институт».

Апробация результатов

Основные результаты выполненных исследований докладывались в течение ряда лет на Российских и международных конференциях и совещаниях, таких как:

- Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами WM'04, Туссон, Аризона, США, 29 февраля – 04 марта 2004;
- 7-ая Международная конференция «Безопасность ядерных технологий: Обращение с РАО. 27 сентября – 1 октября 2004 г., Санкт-Петербург, Россия;
- XI Международный экологический симпозиум «Урал атомный, Урал промышленный», Екатеринбург, 2005, 7-11 Февраля 2005;
- Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами WM'05, Туссон, Аризона, США, 28 февраля – 04 марта 2005;
- Международная конференция ICSEM'05/DECM'05, сентябрь 4 – 8, 2005, Глазго, Шотландия;
- Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами WM'06, Туссон, Аризона, США, 27 февраля – 03 марта 2006;
- Международная конференция «Двадцать лет Чернобыльской

катастрофы. Взгляд в будущее» 24-26 апреля 2006, Киев, Украина;

- Международный ядерный форум, 2007 г., Санкт-Петербург;
- The 11th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, ICEM –07. Oud Sint-Jan Hospital Conference Center, September 2-6, 2007, Bruges (Brugge), Belgium;
- International Conference “Radioecology & Environmental Radioactivity”, Bergen, Norway, 15-20 June 2008;
- International Conference “Decommissioning challenges: an Industrial Reality?”, Avignon, France, September 28 – October 2, 2008;
- III Международный ядерный форум, 22-26 сентября 2008 г., Санкт-Петербург;
- 12th International Conference On Environmental Remediation and radioactive Waste Management, ICEM’09/DECOM’09, 2009, Liverpool, UK;
- Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами WM’09, Phenix, Arizona, March 1-5, 2009;
- International Conference «Research Reactors Fuel Management», Marakkech, Morocco, March 2010;
- 4-ая Международная конференция и выставка «АтомЭко 2010», Москва, 28-29 октября 2010;
- European Nuclear Conference, ENC 2010, Barcelona, Spain, June 2010;
- European Research Reactors Conference Research Reactor Fuel Management, Rome, Italy, 20-24 March 2011;
- 5-ая Международная выставка и конференция «АтомЭко-2011»;
- International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization, 14-18 November 2011, Rabat, Morocco;
- Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами WM’12, Phenix, Arizona, 25 of February – 1 of March, 2012;
- European Research Reactors Conference IGORR, Prague, Czech Republic, 18-22 March, 2012;
- WM’13 Symposium, Phoenix, AZ, USA, 24-28 of February 2013;

- 5-th International Conference SFEN2013, Decommissioning Challenges: An Industrial Reality and Prospects, Avignon, France, 07-11 of April, 2013;
- 15th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, ICEM'13, Brussels, Belgium, 08-12 September, 2013;
- WM'14, Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами. Феникс, Аризона США, 1 – 4 марта 2014;
- Международная научная конференция «Радиобиология: антропогенные излучения», Гомель, 25-26 сентября 2014 г.;
- Российская научная конференция "Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях", 2015, г. Москва-Обнинск;
- WM'16 Conference proceedings - 16054, March 6 –10, 2016, Phoenix, Arizona, USA;
- NUPP2017 conference, London, Great Britain, 2017;
- Международная научно-практическая конференция по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс», МНПК-2017, г. Севастополь, Российская Федерация, 2-7 октября 2017 г.

Публикации

Основные результаты исследований опубликованы в 98-и печатных работах (38 статей в ведущих зарубежных и отечественных журналах, из них 25 статей в журналах из списка ВАК при Министерстве науки и высшего образования РФ, 48 докладов в материалах международных и российских конференций). Результаты диссертационного исследования вошли составной частью в монографию и два тематических сборника.

Личный вклад

Автор самостоятельно провел настоящее исследование – от обзора литературы по проблеме вывода из эксплуатации ИЯР до разработки оригинальной методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов и ее информационных и инструментальных средств: методов,

технологий ликвидации негативных последствий функционирования исследовательских ядерных реакторов НИЦ «Курчатовский институт», написания положений, выводов и оценки результатов диссертационной работы. Лично руководил и принимал участие во всех представленных в диссертации научных экспериментах, практических работах по ликвидации временных хранилищ РАО, по радиационному обследованию реакторов МР и РФТ, организовывал и руководил демонтажными работами оборудования реакторов, выполнял измерения, проводил расчеты, делал основополагающие выводы на основе проведенной работы, оформлял и представлял результаты работ в виде оригинальных открытых публикаций: статей, докладов и презентаций.

Автором лично получены следующие наиболее существенные результаты:

- разработана и применена в практических работах методология вывода из эксплуатации ядерных исследовательских установок, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности;

- непосредственно им обоснован выбор дистанционно-управляемых механизмов типа «BROKK» для работ в интенсивных полях ионизирующих излучений. Разработаны научные рекомендации и технологии их применения при работах по ликвидации временных хранилищ РАО на территории НИЦ «Курчатовский институт». Предложены и практически реализованы технологии демонтажа омоноличенных высокопрочным бетонным раствором хранилищ с помощью указанных дистанционно-управляемых механизмов. Предложены технологии извлечения, сортировки, фрагментации и упаковки пеналов с высокоактивными отходами. Создан стенд, включая его проектирование и монтаж, для выполнения этих работ;

- организовано и с его участием проведено радиационное обследование реактора МР, оборудования девяти петлевых установок (~500 единиц оборудования) и реактора РФТ с использованием методов дистанционной диагностики и ДУМ, оснащенных гамма-камерами различного типа;

- обоснованы технологии использования дистанционно-управляемых механизмов при демонтаже оборудования реакторов МР и РФТ в процессе вывода их из эксплуатации;

- созданы экспериментальные стенды для сортировки отдельных частей оборудования по уровням суммарной активности, измерения распределения активности по длине отдельных каналов;

- предложены и практически использованы технологии демонтажа оборудования петлевых установок реактора МР с помощью ДУМ;

- предложены технологии демонтажа загрязненных строительных конструкций с использованием дистанционно-управляемых механизмов;

- показано, что выход радиоактивных аэрозолей при резке загрязненного оборудования с помощью робототехнических средств не приводит к распространению загрязнения за пределы санитарно-защитной зоны НИЦ «Курчатовский институт».

Структура и объем работы

Диссертация состоит из введения, пяти глав, заключения и списка литературы из 131 наименования. Диссертация изложена на 289 страницах машинописного текста, включающего 100 рисунков и 31 таблицу. Основные результаты диссертационной работы изложены в публикациях: 18-28, 46-48, 70, 75-76, 78, 91, 93-94, 96-97, 101-105, 109, 117, 119, 122, 126, 129, 130, 131.

ГЛАВА 1. СОВРЕМЕННАЯ ПАРАДИГМА ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

1.1. Международная и национальная правовые базы как основа для разработки методов обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов

Первый мощный ядерный реактор (BGRR – Брукгейвенский графитовый исследовательский реактор), с целевой миссией выполнения специальных научных исследований в области атомного материаловедения и безопасности, был построен в 1950 г. (США) [3]. Проектная конструкция реактора основана на возможности использовать доступные в то время конструкционные материалы, в том числе чистый графит и естественный металлический уран, а также в получении максимального потока тепловых нейтронов $\sim 5 \times 10^8$ н/см \cdot с, при установленной мощности $\sim 30\,000$ кВт.

Экспериментальные устройства этого реактора и в целом исследовательской установки включали 30 горизонтальных каналов, пневмопочту для быстрой пересылки облученных образцов к «горячим» лабораториям, туннель квадратного сечения (61х61 см) для облучения подопытных животных и т.д. На этом реакторе также производились радиоактивные изотопы и кобальтовые источники. Следующий шаг в развитии исследовательских реакторов был сделан в 1952 г. К этому времени в различных странах начинают разрабатывать проекты атомных электростанций. В связи с этим возникает необходимость детального изучения радиационной стойкости различных материалов и прежде всего топливных композиций. Тогда почти одновременно начали работать американский реактор для испытания материалов (MTR) и советский реактор для физических и технических исследований (РФТ). В дальнейшем опыт создания и практического функционирования исследовательских ядерных реакторов выявил многие положительные и негативные аспекты в части обеспечения их безопасности для всех этапов жизненного цикла, защиты окружающей среды и персонала от опасностей радиоактивного излучения. Здесь особую роль играли

события, обусловленные радиоактивным загрязнением и связанные с разрушением испытываемых материалов и конструкций, тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) и тепловыделяющих сборок (ТВС). Они приводили к повышенному радиационному фону и затрудняли проведение физических экспериментов, наладку и тестирование аппаратуры при подготовке исследований. Поэтому в Советском Союзе исследовательские ядерные реакторы проектировались специально для проведения определенного и относительно узкого набора экспериментов. Для исследования ТВЭЛов были созданы реакторы МР (1963 г.) и МИР (1966 г.), для физических исследований – ВВР-М (1959 г.), для химических исследований – ВВР-Ц, для получения трансурановых изотопов – СМ-2 (1961 г.) [4].

Начиная с 1956 г. во многих странах мира началось интенсивное строительство исследовательских ядерных реакторов. Широкое распространение получили гетерогенные реакторы с водяным замедлителем и теплоносителем и, в частности, бассейновые реакторы. Основные преимущества этих реакторов – компактность, простота конструкции, удобство проведения экспериментов, безопасность в работе, низкая стоимость и надежность в эксплуатации. Все эти качества послужили в тот период основанием для разработки как типового проекта ядерного реактора, так и нормативного обеспечения для их безопасного функционирования в научно-исследовательских и учебных институтах.

На современном этапе развития атомной энергетики, когда значительная часть исследовательских ядерных реакторов выработала свой проектный ресурс, появилась важная задача технического регулирования безопасности процессов вывода их из эксплуатации. Эта комплексная задача и возможные пути ее решения, актуальные вопросы обеспечения радиационной защиты персонала и населения при выполнении работ по ликвидации негативных последствий исследовательской ядерной технологии постоянно находятся в области особого внимания МАГАТЭ [5], национальных регуляторов в разных странах и Ростехнадзора РФ [6]. Проблемы обеспечения радиационной защиты для разных этапов жизненного цикла исследовательских ядерных реакторов неоднократно

обсуждалась в публикациях Международной комиссии радиологической защиты (МКРЗ) [7; 8] и получили свое воплощение в Международных основных нормах защиты от ионизирующих излучений [9].

Современное обоснование стратегии радиационной защиты приобрело завершённый вид в последних обобщающих публикациях Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ) № 103 2007 года [10], на основании которой были пересмотрены Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009 и Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010.

За основу оптимизации радиационной безопасности МКРЗ рекомендует принять снижение индивидуальных эффективных доз персонала и сокращение числа работников, привлекаемых к радиационно-опасным работам.

Важным показателем оптимизации радиационной защиты является кратность снижения дозовой нагрузки на персонал.

Международная правовая база, отражающая различные аспекты деятельности по выводу из эксплуатации, включает международные конвенции и нормы МАГАТЭ по безопасности.

Статус норм МАГАТЭ по безопасности вытекает из Устава МАГАТЭ, в соответствии с которым Агентство вправе устанавливать и применять нормы безопасности для охраны здоровья и сведения к минимуму опасности для жизни, а также обеспечивать применение этих норм.

В целях обеспечения защиты людей и охраны окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения нормы МАГАТЭ по безопасности устанавливают основополагающие принципы безопасности, требования и меры для обеспечения контроля за радиационным облучением людей и выбросом радиоактивного материала в окружающую среду, ограничения вероятности событий, которые могут привести к утрате контроля над любым источником излучения, и смягчения последствий таких событий в случае, если они будут иметь место. Нормы МАГАТЭ по безопасности отражают международный консенсус в отношении того, что является основой безопасности

для защиты людей и охраны окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения.

Нормы МАГАТЭ по безопасности имеют рекомендательный характер для стран - участниц МАГАТЭ. В то же время они являются важным инструментом для оценки безопасности, а также ориентиром для принятия и развития соответствующего законодательства и реализации практической деятельности.

В настоящее время основным документом МАГАТЭ, посвященным непосредственно выводу из эксплуатации, являются Общие требования безопасности GSR Part 6 «Вывод установок из эксплуатации» [11].

Общие требования безопасности GSR Part 6, которые были опубликованы в 2014 году, пришли на смену Требованиям безопасности WS-R-5 «Снятие с эксплуатации установок, в которых используется радиоактивный материал» — МАГАТЭ.

Общие требования безопасности — это документ более высокого уровня в иерархии МАГАТЭ, что отражает повышение внимания ко всем аспектам, связанным с выводом из эксплуатации.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ планирование вывода из эксплуатации начинается на этапе проектирования и продолжается в течение всего срока службы установки. Оно включает в себя: подготовку первоначального плана вывода из эксплуатации; сбор соответствующей информации и данных для содействия будущему выводу из эксплуатации; выбор стратегии вывода из эксплуатации; радиологическое обследование установки; подготовку окончательного плана вывода из эксплуатации; оценку затрат; определение обеспеченности проекта по выводу из эксплуатации финансовыми ресурсами; представление плана регулирующему органу на рассмотрение и утверждение, а также любую деятельность по организации консультаций с общественностью в соответствии с национальными требованиями.

Указанный документ содержит ряд требований, охватывающих все аспекты процесса вывода из эксплуатации, однако для целей данного диссертационного

исследования наиболее существенными являются те, что относятся к вопросам защиты людей и охраны окружающей среды.

В их числе требование по оптимизации защиты и безопасности при выводе из эксплуатации. Согласно этому требованию, облучение при выводе из эксплуатации должно рассматриваться как ситуация планируемого облучения, и в ходе вывода из эксплуатации должны надлежащим образом применяться соответствующие требования, изложенные в Основных нормах безопасности

Другое требование - дифференцированный подход при выводе из эксплуатации. Дифференцированный подход должен применяться во всех аспектах вывода из эксплуатации для определения сферы охвата и степени детализации в отношении любой конкретной исследовательской ядерной установки с учетом масштабов возможных радиационных рисков, которые могут возникнуть в связи с выводом из эксплуатации. Далее – требование: «Оценка безопасности при выводе из эксплуатации». Для выполнения этого требования в концептуальном плане работ должен быть проведен анализ, оценка безопасности всех установок, которые планируется вывести из эксплуатации, и всех установок, которые находятся на этапе вывода из эксплуатации.

Что касается национальной правовой базы РФ, регулирующей вывод из эксплуатации исследовательских ядерных установок, то в 1995 году был принят Федеральный закон № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» [12], который определил деятельность по выводу из эксплуатации как деятельность в области использования атомной энергии, а вывод из эксплуатации определен как одна из стадий жизненного цикла объекта использования атомной энергии (ОИАЭ).

В Законе установлен ряд законодательных норм в отношении вывода из эксплуатации ОИАЭ, в том числе в отношении проекта вывода из эксплуатации ОИАЭ, порядка формирования источников финансирования работ по выводу из эксплуатации, порядка принятия решений о выводе из эксплуатации ОИАЭ. В 1996 году был принят Федеральный закон № 3-ФЗ «Об экологическом благополучии населения».

К 2005 году была завершена разработка нормативных документов по выводу из эксплуатации наиболее сложных и значимых объектов использования атомной энергии, в том числе «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок» (НП-028-01, введены в действие 01.10.2001г.);

В 2011-2012 гг. ситуация в области законодательной базы в отношении вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии претерпела значительные изменения:

- внесены ряд изменений в Федеральный закон №170-ФЗ «Об использовании атомной энергии»,

- вышел Федеральный закон №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами...» и началась активная разработка предусмотренных этим законом подзаконных актов;

- были утверждены и введены в действие «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11).

В 2014 году Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) были утверждены НП-091-14 «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения». Положения разработаны впервые и устанавливали основные принципы и общие требования обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ОИАЭ, реализуемые на всех этапах жизненного цикла. Согласно этому документу, при выводе из эксплуатации ОИАЭ должны соблюдаться следующие основные принципы [13]:

- защита работников (персонала), населения и окружающей среды от радиационных рисков, возникающих при выводе из эксплуатации ОИАЭ;

- минимизация количества РАО, образующихся при выводе из эксплуатации ОИАЭ;

- недопущение выбросов и сбросов радиоактивных веществ (РВ) в окружающую среду в количествах, превышающих пределы, установленные нормативными правовыми актами;

- предотвращение при выводе из эксплуатации ОИАЭ аварий и смягчение их последствий в том случае, если они произойдут.

К началу 2017 года завершилась работа по актуализации НП-028-01 и Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 4 апреля 2017 года № 108 были утверждены "Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок" (НП-028-16) [14]. Правила [14] устанавливают требования к организационным и техническим мероприятиям, направленным на обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок. Среди наиболее существенных:

п 4. Вывод из эксплуатации ИЯУ должен выполняться в соответствии с принципами обеспечения безопасности, установленными в НП-033-11 и НП-091-14. Реализуемые на ИЯУ организационные и технические мероприятия должны обеспечивать:

- непревышение регламентируемых нормами радиационной безопасности основных пределов доз облучения работников (персонала) и населения, нормативов выбросов (сбросов) радиоактивных веществ;

- снижение радиационного воздействия на работников (персонал), население и окружающую среду до минимально возможных значений с учетом экономических и социальных факторов при выводе из эксплуатации ИЯУ;

- исключение применения в хозяйственной деятельности материалов повторного использования, имеющих радиоактивное загрязнение выше установленных пределов.

п 6. При выборе и актуализации концепции вывода из эксплуатации ИЯУ должен учитываться опыт обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации аналогичных ИЯУ.

Таким образом, в настоящее время имеется достаточно полная нормативная база, как международная, так и национальная, регламентирующая безопасность процессов и работ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных установок, как информационная основа для нового создания процессно-целевой

методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности.

1.2. Базовые принципы обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов

Радиационная безопасность персонала, населения и окружающей природной среды считается обеспеченной, если соблюдаются основные принципы радиационной безопасности (обоснование, оптимизация, нормирование) и требования радиационной защиты, установленные Федеральным законом "О радиационной безопасности населения", НРБ-99/2009 и действующими санитарными правилами (ОСПОРБ-99/2010).

Контроль за реализацией основных принципов должен осуществляться путем проверки выполнения следующих требований:

1. Принцип обоснования должен применяться на стадии принятия решения уполномоченными органами при проектировании новых источников излучения и радиационных объектов, выдаче лицензий и утверждении нормативно-технической документации на использование источников излучения, а также при изменении условий их эксплуатации (Приложение 1 к ОСПОРБ-99/2010).

В условиях радиационной аварии принцип обоснования относится не к источникам излучения и условиям облучения, а к защитному мероприятию. При этом в качестве величины пользы следует оценивать предотвращенную данным мероприятием дозу. Однако мероприятия, направленные на восстановление контроля над источниками излучения, должны проводиться в обязательном порядке.

2. Принцип оптимизации предусматривает поддержание на возможно низком и достижимом уровне как индивидуальных (ниже пределов, установленных НРБ-99/2009), так и коллективных доз облучения, с учетом социальных и экономических факторов.

В условиях радиационной аварии, когда вместо пределов доз действуют более высокие уровни вмешательства, принцип оптимизации должен применяться

к защитному мероприятию с учетом предотвращаемой дозы облучения и ущерба, связанного с вмешательством.

3. Принцип нормирования, требующий не превышения установленных Федеральным законом "О радиационной безопасности населения" и НРБ-99/2009 индивидуальных пределов доз и других нормативов радиационной безопасности, должен соблюдаться всеми организациями и лицами, от которых зависит уровень облучения людей.

4. Для контроля за эффективными и эквивалентными дозами облучения, регламентированными НРБ-99/2009, вводится система дополнительных производных нормативов от пределов доз в виде допустимых значений: мощности дозы, годового поступления радионуклидов в организм и других показателей.

Поскольку производные нормативы при техногенном облучении рассчитаны для однофакторного воздействия и каждый из них исчерпывает весь предел дозы, то их использование должно быть основано на условии не превышения единицы суммой отношений всех контролируемых величин к их допустимым значениям.

5. Для предупреждения использования установленного для населения предела дозы только на один техногенный источник излучения или на ограниченное их количество должны применяться квоты на основные техногенные источники облучения.

Оценка состояния радиационной безопасности

1. Оценка действующей системы обеспечения радиационной безопасности в организации и в каждом регионе должна основываться на следующих основных показателях, предусмотренных Федеральным законом "О радиационной безопасности населения":

- характеристике радиоактивного загрязнения окружающей среды;
- анализе обеспечения мероприятий по радиационной безопасности и выполнения норм, правил и гигиенических нормативов в области радиационной безопасности;
- вероятности радиационных аварий и их масштабе;

- степени готовности к эффективной ликвидации радиационных аварий и их последствий;

- анализе доз облучения, получаемых отдельными группами населения от всех источников ионизирующего излучения;

- числе лиц, подвергшихся облучению выше установленных пределов доз облучения.

2. Все вышеуказанные показатели необходимо представить в радиационно-гигиенических паспортах организаций и территорий, характеризующих уровень обеспечения радиационной безопасности работников данной организации или населения территории, которые разработаны и утверждены в порядке, установленном Правительством Российской Федерации.

3. Анализ данных, приведенных в радиационно-гигиенических паспортах организаций и территорий, следует проводить путем сопоставления их с требованиями НРБ-99/2009 и настоящих Правил, с данными предыдущих лет и с аналогичными показателями других организаций и территорий.

4. Для оценки состояния радиационной безопасности используется показатель радиационного риска. В наибольшей степени этот риск характеризует суммарная накопленная эффективная доза от всех источников излучения. Значимость каждого источника излучения следует оценивать по его вкладу в суммарную эффективную дозу.

Пути обеспечения радиационной безопасности

1. Радиационная безопасность на объекте и вокруг него обеспечивается за счет:

- качества проекта радиационного объекта;
- обоснованного выбора района и площадки для размещения радиационного объекта;
- физической защиты источников излучения;
- зонирования территории вокруг наиболее опасных объектов и внутри них;

- санитарно-эпидемиологической оценки и лицензирования деятельности с источниками;

- условий эксплуатации технологических систем;

- санитарно-эпидемиологической оценки изделий и технологий;

- наличия системы радиационного контроля;

- планирования и проведения мероприятий по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при нормальной работе объекта, его реконструкции и выводе из эксплуатации;

- повышения радиационно-гигиенической грамотности персонала и населения.

2. Радиационная безопасность персонала обеспечивается:

- ограничениями допуска к работе с источниками излучения по возрасту, полу, состоянию здоровья, уровню предыдущего облучения и другим показателям;

- знанием и соблюдением правил работы с источниками излучения;

- достаточностью защитных барьеров, экранов и расстояния от источников излучения, а также ограничением времени работы с источниками излучения;

- созданием условий труда, отвечающих требованиям НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010;

- применением индивидуальных средств защиты;

- соблюдением установленных контрольных уровней;

- организацией радиационного контроля;

- организацией системы информации о радиационной обстановке;

- проведением эффективных мероприятий по защите персонала при планировании повышенного облучения в случае угрозы и возникновении аварии.

3. Радиационная безопасность населения обеспечивается:

- созданием условий жизнедеятельности людей, отвечающих требованиям НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010;

- установлением квот на облучение от разных источников излучения;

- организацией радиационного контроля;

- эффективностью планирования и проведения мероприятий по радиационной защите в нормальных условиях и в случае радиационной аварии;
- организацией системы информации о радиационной обстановке.

4. При разработке мероприятий по снижению доз облучения персонала и населения следует исходить из следующих основных положений:

- индивидуальные дозы должны в первую очередь снижаться там, где они превышают допустимый уровень облучения;
- мероприятия по коллективной защите людей в первую очередь должны осуществляться в отношении тех источников излучения, где возможно достичь наибольшего снижения коллективной дозы облучения при минимальных затратах;
- снижение доз от каждого источника излучения должно, прежде всего, достигаться за счет уменьшения облучения критических групп для этого источника излучения.

1.3. Конструктивные и технологические особенности исследовательских ядерных установок, существенные для обеспечения радиационной безопасности при выводе их из эксплуатации

Классификация исследовательских ядерных установок.

Для учета важных аспектов обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок (ИЯУ) в контексте общей методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, важна предметная классификация этих установок. В связи с тем, что спектр исследовательских ядерных установок по назначению, техническому устройству и параметрам весьма широк (реакторы, критические и подкритические стелды), представляется целесообразным представить их классификацию по возможному влиянию на безопасность персонала, население и окружающую среду.

В рамках данной исследовательской работы понятийное определение «исследовательский ядерный реактор» уточняется - под исследовательским реактором подразумевается ядерный реактор, предназначенный главным образом для получения и использования нейтронов и ионизирующего излучения в исследовательских и других целях, для чего на нем могут применяться экспериментальные устройства. Степень влияния ИЯР на безопасность персонала и население зависит от типа и уровня мощности реактора.

По данным, основанным на отечественной и международной практике, для реакторов мощностью до 1-2 МВт в принципе не должно быть событий выше 2-3 уровней Международной Шкалы Событий, что обусловлено их внутренней самозащищенностью и выполнением требований специальных норм и правил.

Критический стенд - это сборка ядерного реактора, геометрические и физические свойства которой позволяют осуществлять управляемую цепную реакцию деления ядер в заданных условиях. Критическая сборка отличается незначительной мощностью (обычно максимум несколько киловатт), не требующей специально организованного теплоотвода. Критическая сборка не должна содержать продуктов деления в количествах, опасных для персонала и населения. Уровень любых событий должен находиться ниже минимального уровня, установленного Международной Шкалой Событий, что достигается за счет их физической природы, а также выполнением требований специальных норм и правил.

Подкритический стенд - это устройство для проведения экспериментальных исследований, содержащее размножающую нейтроны среду, состав и геометрия которой обеспечивает затухание цепной реакции в отсутствии посторонних источников нейтронов. В подкритической сборке не должна осуществляться самоподдерживающаяся цепная реакция деления и, соответственно, при любых событиях не должны накапливаться продукты деления в количествах, опасных для персонала и населения.

Исследовательские реакторы, критические и подкритические стенды отличаются как разнообразием типов, так и значительным интервалом мощности (от нескольких ватт до 100 МВт).

По потенциальной опасности все исследовательские установки можно разделить на следующие основные группы:

- 1-я группа – исследовательские реакторы (испытательные) мощностью до 100 МВт, для которых возможны запроектные аварии по всем уровням Международной шкалы оценки ядерных событий (INES). Реакторы этой группы предназначены, главным образом, для испытаний материалов и оборудования для атомной энергетики;

- 2-я группа – исследовательские реакторы мощностью до 20 МВт, предназначенные для учебных целей, фундаментальных физических исследований и производства радиоактивных изотопов;

- 3-я группа – исследовательские реакторы мощностью до 1 МВт, критические и подкритические стенды практически нулевой мощности, не требующие систем принудительного аварийного расхолаживания активной зоны. К этой же группе могут быть отнесены импульсные реакторы. При этом максимальный объем требований по безопасности, содержащихся в нормах и правилах, применим к 1-й и 2-й группам реакторов вышеприведенной классификации. Сокращение объема требований для 3-й группы возможно только с учетом наличия у них свойств самозащитности и на основе конкретных обоснований безопасности, представляемых их владельцами для проведения независимой экспертизы.

Все ИЯР представляют собой источник ядерной и радиационной опасности. Несмотря на более низкие мощности, количества радиоактивных веществ, образующихся в результате эксплуатации ИЯР, их потенциальная опасность для населения и окружающей среды весьма велика в силу ряда специфических особенностей [2]:

- высокая частота переходных режимов при работе (пуски, остановки, изменения мощности в широком диапазоне, динамические эксперименты), при которых чаще всего и происходят нарушения в работе ИЯР;

- частые перегрузки активных зон и постоянное перемещение облученных изделий (на исследования, в бассейны выдержки, на длительное хранение, на утилизацию и т.д.);

- высокая цикличность нагрузок на основное оборудование активных зон и первого контура, вследствие большого количества малых по продолжительности кампаний;

- высокая плотность нейтронного потока в активных зонах исследовательских реакторов, приводящая к быстрому набору предельного флюенса на элементы активных зон и повышению вероятности их отказов;

- наличие высокообогащенного топлива обостряет проблему нераспространения ядерных материалов и требует эффективных систем их учета и физической защиты;

- оснащенность экспериментальными устройствами и связанные с ними особенности эксплуатации;

- меньшее, чем у энергетических реакторов, количество физических барьеров, препятствующих распространению продуктов деления, особенно у бассейновых исследовательских реакторов и критических сборок;

- расположение ИЯР в крупных городах с многомиллионным населением среди городской застройки.

При выводе из эксплуатации ИЯР необходимо учитывать следующие, присущие только им особенности:

- конструктивное разнообразие ИЯР, затрудняющее разработку унифицированных решений;

- отсутствие (в силу существовавших ограничений со стороны секретности и общих высоких темпов проведения работ как во время создания ИЯР, так и при различного вида реконструкциях) проектно-конструкторской документации в объемах, достаточных для полной оценки особенностей конструктивных решений

как заложенных в начальные проекты, так и реализованных уже в процессе эксплуатации;

- более высокую во многих случаях в сравнении с блоками АЭС наведенную активность элементов конструкций ИЯР, расположенных вблизи активной зоны;

- наличие в составе ИЯР достаточно большого числа экспериментальных устройств, требующих детальной проработки технологии проведения демонтажных работ;

- условия эксплуатации ИЯР в основном в составе научно-технических комплексов, включающих и другие радиационно-опасные объекты;

- размещение ИЯР в непосредственной близости от городских жилых районов, что выдвигает повышенные требования к безопасности при проведении работ.

В отличие от АЭС, при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов особое внимание следует уделить отсутствию на ИЯР:

- штатных систем дезактивации, что требует специальной разработки; эффективных и экономичных технологий дезактивации оборудования, трубопроводов и помещений;

- специальных средств технологического оснащения для демонтажа и фрагментации разнообразного радиоактивного оборудования, систем и трубопроводов.

Также одной из проблем обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ИЯР является проблема вывоза ОЯТ и РАО с территорий эксплуатирующих организаций и их дальнейшей утилизации. Это в первую очередь связано с высокой стоимостью услуг на данные виды работ на специализированных предприятиях.

Таким образом, демонтажные работы в технологических помещениях исследовательского ядерного реактора должны осуществляться с учетом следующих факторов:

- высоких радиационных полей в помещениях реактора вследствие загрязненности систем и оборудования радионуклидами;

- необходимости производства демонтажных работ на ограниченном пространстве помещений, насыщенных разнообразным загрязненным оборудованием;

- необходимости демонтажа и фрагментации на месте массогабаритных систем и оборудования перед их удалением из помещений.

Следует также учитывать, что работы по выводу из эксплуатации ряда исследовательских ядерных реакторов должны осуществляться в условиях крупных населенных пунктов, вблизи городской жилой застройки и интенсивных транспортных грузопассажирских потоков, поэтому особое внимание должно быть уделено вопросам обеспечения радиационной и экологической безопасности этих работ.

1.4. Выбор стратегии вывода из эксплуатации

На выбор стратегии, того или иного конечного состояния исследовательского реактора при его выводе из эксплуатации оказывают влияние техническая политика и экономические условия, а также производственные задачи и потребности эксплуатирующей организации и другие факторы.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ, выбор стратегии вывода из эксплуатации исследовательского реактора должен учитывать позиции всех заинтересованных сторон и осуществляться на основе многофакторного сопоставления следующих базовых вариантов ее реализации, отличающихся временем проведения демонтажа радиоактивно загрязненных конструкций, систем и оборудования реактора – немедленный демонтаж (immediate dismantling), отложенный демонтаж (deferred dismantling), называемый также безопасным сохранением под наблюдением (safe storage или safe enclosure), и захоронение (entombment).

В первом варианте – демонтаж конструкций, систем и оборудования реактора производится практически сразу после удаления отработавшего топлива и накопленных эксплуатационных отходов.

Во втором варианте – выполняется после длительного контролируемого сохранения конструкций, систем и оборудования, осуществляемого в течение 40–100 лет, что делается для снижения их радиоактивности до уровня, обеспечивающего радиационную безопасность персонала при проведении демонтажных работ традиционными технологиями и техническими средствами.

В третьем варианте – конструкции, системы и оборудование реактора локализуются и герметизируются на месте, например путем их бетонирования в шахте реактора, и в таком состоянии находятся до полного распада загрязняющих радионуклидов, обеспечивающего высвобождение реактора из-под регулирующего контроля.

В настоящее время среди перечисленных стратегия немедленного демонтажа при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов рекомендуется МАГАТЭ, как наиболее предпочтительная.

Выбор этой стратегии является вполне обоснованным при необходимости наискорейшего освобождения зданий и площадки реактора для нового строительства или других нужд, из-за возможности привлечения к работам по выводу из эксплуатации реактора персонала, имеющего опыт и хорошо знающего историю и особенности его эксплуатации. Однако ее реализация требует достаточного и надежного финансового обеспечения, готовности производственной инфраструктуры для обращения с отработавшим топливом и достаточно большими объемами различных радиоактивных отходов, включая высокоактивные, применения для демонтажа дистанционных технологий или робототехнических средств, сопряжена с рисками повышенного облучения персонала и радиационного воздействия на окружающую среду.

Напротив, стратегия отложенного демонтажа дает время для создания необходимой производственной инфраструктуры обращения с отработавшим топливом и радиоактивными отходами и не требует масштабного применения

дистанционных демонтажных технологий, поскольку за счет естественного распада загрязняющих конструкции и оборудование реактора радионуклидов позволяет практически исключить обращение с высокоактивными отходами и минимизировать объемы обращения со среднеактивными отходами, тем самым устраняя риски повышенного облучения персонала и радиационного воздействия на окружающую среду. Однако при выборе этой стратегии отсрочка демонтажа порождает другие риски, связанные с возможными изменениями регулирующих требований и экономических условий. Кроме этого, при ее реализации обеспечение безопасного сохранения под наблюдением загрязненных конструкций и оборудования реактора требует длительной эксплуатации, обслуживания и ремонта его систем безопасности, вспомогательных систем и оборудования (например, систем вентиляции и энергообеспечения, оборудования для обращения с отходами, грузоподъемных механизмов и др.), а также радиационного мониторинга объектов окружающей среды.

Выбор этой стратегии вряд ли будет обоснованным и целесообразным, если радионуклиды, загрязняющие конструкции, системы и оборудование реактора, характеризуются большими периодами полураспада.

До недавнего времени стратегия отложенного демонтажа рассматривалась как наиболее целесообразная и приемлемая для вывода из эксплуатации ядерных установок различного назначения, поскольку считалось, что затраты на ее реализацию в сравнении со стратегией немедленного демонтажа будут меньшими. Однако в последнее время при выводе из эксплуатации различных ядерных установок предпочтение все больше отдается стратегии немедленного демонтажа, в том числе по экономическим показателям.

Основными факторами, способствующими снижению затрат для этой стратегии, явились исключение риска несанкционированного доступа на объект, отсутствие необходимости длительно эксплуатировать системы безопасности и вести радиационный контроль, включая мониторинг объектов окружающей среды.

Кроме этого, еще одной причиной успеха этой стратегии стала разработка и применение метода демонтажа и безопасного извлечения через организованные в защитных барьерах проемы крупногабаритных элементов и оборудования с последующей их герметизацией (без фрагментации) и транспортировкой до места длительного хранения, либо захоронения.

Данный технологический подход с успехом применялся при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов [15] – путем демонтажа и удаления крупногабаритных реакторных узлов и оборудования в сборе с последующей их фрагментацией и упаковкой в контейнеры на специально организованном для этих целей рабочем участке.

Что касается стратегии захоронения, то ее реализация оставляет потомкам радиационное наследие, поскольку она, по сути, предполагает создание на площадке реактора приповерхностного «могильника», который требует его длительного радиационного контроля, в том числе мониторинга объектов окружающей среды, до момента полного распада загрязняющих радионуклидов, обеспечивающего снятие реактора и его площадки с регулирующего контроля.

Несмотря на то, что примеры применения этой стратегии имеются (например, реактор ИРТ-М в Грузии, реактор-облучатель РГ-1М на Норильском металлургическом комбинате в России [16]), ее выбор для вывода из эксплуатации исследовательских реакторов, учитывая отмеченные выше особенности их размещения, вряд ли будет одобрительно воспринят органами регулирования безопасности использования атомной энергии, а также городскими и муниципальными властями и населением.

Наконец, кроме перечисленных, в практике подобных работ применяется также стратегия поэтапного вывода из эксплуатации [17]. Эта стратегия характеризуется временным прекращением активных работ на некоторых этапах, что может быть вызвано необходимостью накопления тех или иных ресурсов, разработки требуемых технологий и технических средств, создания производственной инфраструктуры, требуемой для обращения, хранения и удаления радиоактивных отходов, и другими причинами.

Принимая во внимание состояние дел в этой области, а также сложившиеся экономические и другие трудности, казалось бы, что выбор данной стратегии для вывода из эксплуатации российских исследовательских реакторов является наиболее очевидным и приемлемым подходом. Однако, в соответствии с требованиями [14], каждый из выбранных этапов вывода из эксплуатации будет требовать разработки, утверждения и экспертизы проектной документации, а также подготовки и экспертизы комплекта документов для получения соответствующей лицензии на проведение работ в рамках данного этапа.

Очевидно, что подобный процесс многоэтапной разработки проектных материалов и поэтапного получения лицензий потребует дополнительных средств, что вряд ли приемлемо в условиях существующего дефицита финансового и материального обеспечения работ по выводу из эксплуатации этих реакторов.

Для вывода из эксплуатации ИЯР МР и РФТ была принята стратегия немедленного демонтажа конструкций, систем и оборудования реактора и петлевых установок, последовательно осуществляемого в его технологических помещениях.

Обоснованность выбора этой стратегии подтверждена ее многофакторным анализом в сравнении с другими альтернативными стратегиями, а также достаточностью производственной инфраструктуры НИЦ «Курчатовский институт» для обращения и промежуточного хранения радиоактивных отходов, наличием и опытом эксплуатации дистанционно-управляемых механизмов, полученным при реабилитации радиационно-опасных объектов и загрязненной территории НИЦ «Курчатовский институт» [18-21].

Идеология проведения работ по выводу из эксплуатации предполагала следующие принципы:

- выполнение работ ограниченным количеством персонала: отсутствие достаточного числа работников было обусловлено сокращением притока молодых кадров в ядерные технологии ввиду изменения экономической ситуации в стране. Численность работающего персонала составляла 40-45 человек;

- выполнение работ при индивидуальных дозовых нагрузках, ограниченных значением 10 мЗв/год, что определялось нормами, установленными внутриинститутскими службами;

- загрязнение объектов окружающей среды, прилегающих территорий НИЦ «Курчатовский институт» и городских районов должно быть меньше нормативов, установленных для населения, даже в случае возникновения аварийных ситуаций;

- образующиеся РАО должны характеризоваться, сепарироваться по удельной активности, кондиционироваться, упаковываться в соответствующие транспортные упаковки на месте производства работ и отправляться на длительное хранение [22].

Указанные выше ограничения требовали, чтобы при разработке проекта применялись методы выполнения работ и технологии, основанные на этих методах, обеспечивающие выполнение всего комплекса работ без присутствия персонала в зоне высоких радиационных полей. Согласно оценкам, заложенным в проект, предполагалось образование твердых радиоактивных отходов (ТРО) в объеме $\sim 1800 \text{ м}^3$, из них в соответствии с классификацией твердых РАО в зависимости от их удельной активности (ОСПОРБ-99): $\sim 1500 \text{ м}^3$ низко-активных, $\sim 300 \text{ м}^3$ средне-активных и $\sim 3,5 \text{ м}^3$ высокоактивных отходов. При этом суммарная активность ТРО, образующихся при демонтаже оборудования реакторов и петлевых установок, оценивалась в $\sim 1,0 \times 10^{14}$ Бк (~ 2700 Ки). Работы по демонтажу оборудования реакторов МР и РФТ должны были быть проведены в течение ~ 4 лет. Среднегодовая коллективная доза персонала должна была составить ~ 140 чел \times мЗв/год.

В соответствии с проектом, демонтажные работы должны были начаться с периферийных, наименее загрязненных вспомогательных помещений, затем демонтировалось оборудование петлевых установок, на заключительной стадии работ удалялось внутрикорпусное оборудование реакторов МР и РФТ, размещенное в помещении реакторного зала, радиационная обстановка в котором характеризовалась наиболее значимыми уровнями мощности эквивалентной дозы (до 0,6 мЗв/ч) [23; 24].

Такая идеология работ предусматривала применение дистанционных методов диагностики радиационной обстановки и использование дистанционно-управляемых механизмов на всех стадиях работ. Опыт работ по ликвидации радиационно-опасных объектов на территории НИЦ «Курчатовский институт» показал, что радиометрические и спектрометрические автоматизированные системы радиационного контроля позволяют эффективно идентифицировать, сортировать, кондиционировать и выбирать типы упаковок РАО, а следовательно, снижать их объемы [25-28].

В настоящее время МАГАТЭ рассматривает следующие сценарии высвобождения из-под регулирующего контроля объектов использования атомной энергии:

- полное освобождение, предполагающее очистку площадки объекта до возможности ее неограниченного использования (состояние «зеленой лужайки»);
- частичное освобождение, предполагающее остаточное загрязнение площадки объекта и определенные ограничения для ее использования (состояние «коричневой лужайки»).

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ выбор критериев остаточного загрязнения оборудования и материалов и критериев высвобождения из-под регулирующего контроля площадок объектов использования атомной энергии должен базироваться на различных радиологических концепциях. Это определяется потребностью повторного использования или утилизации оборудования и материалов после их очистки, в том числе на рынке, поэтому критерий их остаточного загрязнения, устанавливаемый по эффективной дозе для лиц критической группы, составляет ~ 10 мкЗв/год. Что касается площадок объектов, то они остаются на своих местах, поэтому существует достаточно высокая определенность в отношении их дальнейшего использования. Это дает возможность применять для их очистки и высвобождения из-под регулирующего контроля иные дозовые критерии, которые по своему числовому выражению могут превышать приведенный выше дозовый критерий очистки для оборудования и материалов.

В практике национального регулирования западных стран для повышения эффективности процедуры вывода из эксплуатации различных ядерных и радиационно-опасных объектов и ускорения принятия решений о прекращении лицензируемой деятельности, наряду с правилами и критериями обеспечения безопасности этих работ, используются различные критерии, конкретизирующие условия прекращения действия их лицензий и высвобождения этих объектов из-под регулирующего контроля. В зависимости от особенностей национального регулирования эти критерии могут отражать:

- уровни очистки оборудования или материалов от радиоактивного загрязнения, определяемые в терминах суммарной радиоактивности или предельной удельной активности загрязняющих радионуклидов, с указанием методик, требуемых для отбора и измерений проб;

- критерии ограниченного или повторного использования оборудования или материалов (например, в зависимости от уровня остаточного загрязнения бетона или грунта, позволяющего их применять для обратной засыпки);

- критерии очистки площадок, определяющие требования, предъявляемые к их реабилитации и характеристике расположенных на их территории объектов окружающей среды (грунта, подземных вод, растительности и др.).

Следует отметить, что в числовом выражении приведенные критерии не являются унифицированными. Они значительно отличаются от страны к стране, что обусловлено стандартами национального регулирования безопасности и технической политики, реализуемой в области вывода из эксплуатации ядерных и радиационно-опасных объектов, а также спецификой этих объектов, радионуклидным составом их загрязнения и другими факторами, в том числе экономического характера.

Например, в Германии дозовый критерий высвобождения составляет 10 мкЗв/год, тогда как в США он равен 250 мкЗв/год. В результате дозовый критерий высвобождения площадок варьирует в диапазоне от 10 до ~300 мкЗв/год.

Что касается критерия остаточного загрязнения оборудования и материалов, то рекомендуемый МАГАТЭ дозовый критерий их высвобождения из-под регулирующего контроля, равный 10 мкЗв/год, пока принят только в некоторых странах. Для большинства стран этот критерий в числовом выражении различается, что при выводе из эксплуатации однотипных ядерных установок в этих странах приводит к различным объемам материалов, классифицируемым как радиоактивные отходы, тем самым, влияя на затраты, связанные с их обращением и удалением на длительное хранение или захоронение.

В отечественной нормативно-законодательной базе условия прекращения действия лицензий на вывод из эксплуатации ядерных и радиационно-опасных объектов и критерии высвобождения их площадок из-под регулирующего контроля при завершении этих работ пока отсутствуют. Правда, частичным исключением являются положения ст. 26 Федерального закона «Об использовании атомной энергии», устанавливающие общие требования к лицензированию деятельности в области использования атомной энергии, которые предусматривают возможность прекращения действия лицензии. Однако они определяют эту возможность только как штрафную санкцию, лишающую лицензиата права ведения лицензированной деятельности, если она осуществляется не должным образом, не отвечающим правилам обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Однако в отечественной нормативной базе определены критерии высвобождения очищенного оборудования и металла из-под регулирующего контроля. В частности, они изложены в таблице Приложения 10 ОСПОРБ-99/2010 [29], в которой приведены допустимые удельные активности долгоживущих радионуклидов, определяющие возможности неограниченного использования оборудования и металла, в том числе в коммерческих целях. Что касается критериев высвобождения объектов и их площадок, то в 1997 г. Минатомом России были разработаны и утверждены «Критерии принятия решений по реабилитации территорий, загрязненных радиоактивными и токсичными веществами в результате деятельности предприятий атомной промышленности»,

однако своего закрепления в отечественной нормативно-законодательной базе они не получили.

В проектных материалах по выводу из эксплуатации реактора МР в качестве его конечного состояния в итоге проведения этих работ определен полный демонтаж конструкций, систем и оборудования реактора и петлевых установок, обеспечивающий возможность последующего создания в его технологических помещениях производственного комплекса по обращению с отработавшим ядерным топливом и высокоактивными отходами при выводе из эксплуатации других исследовательских установок НИЦ «Курчатовский институт», поэтому объект и его площадка будет оставаться под регулирующим контролем.

В качестве дозового критерия достижения конечного радиологического состояния его оборудования, помещений, зданий и площадки, выбран гигиенический норматив для персонала группы Б, установленный НРБ-99/2009 [30]. В качестве критериев остаточного поверхностного загрязнения помещений и оборудования МР взяты допустимые уровни радиоактивного загрязнения поверхностей рабочих помещений и находящегося в них оборудования, приведенные в Таблице 8.9 НРБ-99/2009 (в пересчете для персонала группы Б).

Таким образом, сказанное выше определяет важные составляющие стратегии вывода из эксплуатации ИЯР, которые будут приняты во внимание при построении информационной модели процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности.

1.5. Основные этапы и последовательность процедур вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов

При выводе из эксплуатации конкретного исследовательского ядерного реактора количество этапов, набор и последовательность работ может существенно меняться в зависимости от ряда основных и случайных факторов, среди которых весьма существенными являются следующие:

- особенности конструкции самого реактора – наличия или отсутствия петлевых установок, полноты конструкторской и эксплуатационной документации, количества технологических помещений, конструкции здания;

- обстоятельства технического и экономического, экологического характера, предшествовавшие решению о выводе из эксплуатации ИЯР – плановый вывод или прекращение эксплуатации в результате аварии;

- наличия или отсутствия проблемных участков, появившихся в результате инцидентов в период текущей эксплуатации.

Вне зависимости от типа, конструктивных и других особенностей исследовательских реакторов, представляется возможным сформировать перечень основных задач, которые необходимо решить при подготовке к выводу и выводе ИЯР из эксплуатации:

- подготовительные мероприятия;
- окончательный останов и расхолаживание реактора;
- выгрузка из активной зоны отработавшего ядерного топлива и его удаление с площадки реактора;
- обращение с эксплуатационными радиоактивными отходами и их удаление с площадки реактора на длительное хранение или захоронение;
- комплексное инженерное и радиационное обследование систем, оборудования, сооружений, зданий и площадки реактора;
- разработка проектной и рабочей документации по выводу из эксплуатации реактора и их государственная и экологическая экспертиза;
- подготовка комплекта требуемых документов и получение лицензии на вывод из эксплуатации реактора;
- ремонт или реконструкция, эксплуатация и обслуживание обеспечивающих и других систем и оборудования реактора, необходимых для безопасного выполнения работ;
- демонтаж конструкций, систем и оборудования реактора в соответствии с принятыми проектными решениями;

- дезактивация помещений, зданий и сооружений реактора и (при необходимости) демонтаж зданий и сооружений;
- обращение с образовавшимися при выводе из эксплуатации отходами и их удаление с площадки реактора на длительное хранение или захоронение;
- реабилитация площадки реактора;
- заключительное радиационное обследование помещений, зданий, сооружений и площадки реактора;
- составление акта о завершении работ и исключение реактора из-под регулирующего контроля.

Оценка целесообразности дезактивации оборудования и конструкций исследовательских ядерных реакторов с целью снижения радиационного фона в технологических помещениях на этапе подготовки к выводу из эксплуатации.

Поскольку штатные системы дезактивации на исследовательских реакторах, как правило, отсутствуют, при значительном объеме загрязненного оборудования для проведения преддемонтажной дезактивации их систем, трубопроводов, арматуры и при условии их полной очистки с целью последующей утилизации металла, эффективным было бы проведение дезактивации на основе «жестких» химических методов по схеме рециркуляции дезактивирующих растворов, с использованием мобильных установок. С этой целью целесообразно применять высоконапорные установки типа KERHER и FALCH T25 немецкого производства.

Однако, оборудование исследовательских установок после, нередко, многолетнего пребывания в режиме длительного, либо окончательного останова до начала работ по выводу из эксплуатации, как правило, имеет многочисленные дефекты: трещины, разрывы трубопроводов, нарушение уплотнений. В этой ситуации применение агрессивных дезактивирующих средств становится экономически невыгодным в связи с большим расходом дорогостоящих ингредиентов из-за неизбежных многочисленных протечек. Кроме того, эти составы, сняв до протечки часть активности с оборудования, затем сами

становятся так называемыми «вторичными РАО», но неорганизованными, на сбор и удаление которых также необходимо будет тратить материальные и людские ресурсы.

На первый взгляд приемлем выбор и применение механических и «сухих» методов, генерирующих незначительные количества вторичных отходов, не требующих организации специальных рабочих участков и, в ряде случаев, использования крупногабаритного оборудования. Однако и такое решение будет ошибочным. Механические методы дезактивации могут быть достаточно эффективны на больших, плоскостных участках оборудования и конструкций исследовательской установки, таких, как плакировка бассейнов, камер резки, поверхности строительных конструкций, но только при условии применения дистанционно-управляемых механизмов, при этом оператор ДУМ должен находиться вне зоны высоких дозовых нагрузок. Таких участков в составе установки немного и их дезактивация не решит проблему в целом.

Механическая дезактивация ручным способом весьма трудоемка, требует много времени и, как следствие, чревата большими индивидуальными дозами для персонала.

Таким образом, исходя из особенностей назначения, конструкции и рабочих режимов исследовательских ядерных реакторов, при подготовке к выводу их из эксплуатации проводить предварительную дезактивацию оборудования нецелесообразно.

В составе мероприятий Федеральной целевой программы «Ядерная и радиационная безопасность России на 2008-2010 годы и на период до 2015 года» был предусмотрен вывод из эксплуатации реакторов МР и РФТ. С учетом рекомендаций экспертов МАГАТЭ, Агентства атомной энергии (NEA/OECD), Европейской Комиссии [16; 31-35] и действующих требований российских нормативных документов НП-033-01 и НП-028-01 [14; 36] были сформулированы основные задачи в отношении всего комплекса работ по подготовке к выводу и собственно выводу из эксплуатации этих реакторов. Работы предполагалось осуществить в рамках четырех последовательно выполняемых этапов.

Первый этап, связанный с подготовительными работами, был выполнен в 2008-2010 гг. Основными работами этого этапа являлись:

- удаление опытных ТВС из хранилища отработавшего ядерного топлива в центральном зале, одной ТВС из экспериментального петлевого канала с жидкометаллическим теплоносителем и фрагментов топлива из бассейна реактора в «сухое» хранилище ОЯТ;

- удаление петлевых каналов из бассейна реактора и бассейна-хранилища;

- проведение комплексного инженерного и радиационного обследования конструкций и оборудования реактора и его петлевых установок, зданий и сооружений реактора;

- реконструкция систем безопасности и инженерно-технического обеспечения реактора в объеме, необходимом для проведения работ по его выводу из эксплуатации;

- разработка и внедрение технологий демонтажа оборудования и конструкций реактора и его петлевых установок в условиях высоких полей излучения, основанных на применении дистанционно-управляемых робототехнических средств;

- разработка и внедрение методов и технических средств дистанционной диагностики состояния оборудования и конструкций реактора и его петлевых установок с использованием гамма-камер различного типа;

- разработка и внедрение «сухих» технологий дезактивации (например, на основе дезактивирующих пен), «холодных» технологий фрагментации демонтируемого оборудования, а также технологий кондиционирования для образующихся РАО;

- разработка, согласование и государственная экспертиза проектной и другой документации, требуемой для получения лицензии на вывод из эксплуатации реактора.

В рамках второго этапа в 2011-2013 гг. выполнены работы по демонтажу оборудования и конструкций реактора МР:

- демонтаж оборудования и трубопроводов петлевых установок, вспомогательного оборудования и систем реактора;

- демонтаж внутрикорпусных устройств реактора РФТ, захороненных в шахте этого реактора, находящейся в центральном зале реактора МР;

- перемещение демонтированных реакторных узлов и оборудования в цех кондиционирования, их характеристика, фрагментация и упаковка в транспортные контейнеры;

- выходной контроль транспортных контейнеров с отходами и их удаление в специализированные организации.

Третий этап (2013-2014 гг.) включал:

- демонтаж внутри корпусных устройств в бассейне реактора МР, оборудования и трубопроводов первого, второго и третьего контуров охлаждения;

- демонтаж оборудования в поднастильном пространстве реакторного зала МР и РФТ.

Последний, четвертый этап вывода из эксплуатации ИЯР МР и РФТ был реализован в 2015 г. Основными задачами этого этапа являлись:

- дезактивация технологических помещений первого контура и петлевых установок реактора;

- реабилитация территории реакторного комплекса;

- заключительное радиационное обследование технологических помещений, петлевых установок и территории реакторного комплекса.

На организацию и проведение демонтажных работ оказали влияние следующие конструктивные особенности реакторов и условия их эксплуатации:

- демонтажные работы были проведены в более чем 70-ти технологических помещениях, значительная часть которых расположена в подвальных помещениях основного здания реактора, где ширина проемов между смежными помещениями не превышает 70 см, что затрудняло использование дистанционно-управляемых механизмов большой мощности и крупных по габаритным размерам;

- в технологических помещениях находилось большое количество оборудования демонтируемых систем петлевых установок и оборудования первого контура охлаждения реактора МР, в том числе массогабаритных;

- режимы эксплуатации реактора и его петлевых установок привели к повышенному радиоактивному загрязнению его оборудования, систем и трубопроводов первого контура охлаждения и петлевых установок и высоким полям гамма-излучения в его технологических помещениях.

1.6. Анализ практического применения технологий вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов

В период 90-х годов прошлого столетия за рубежом при организационной и финансовой поддержке со стороны Европейской Комиссии и Министерства энергетики США было реализовано большое число пилотных и демонстрационных проектов по выводу из эксплуатации различных ядерных и радиационно-опасных объектов, включая исследовательские реакторы. В их задачи входили отработка и применение традиционных и коммерчески доступных промышленных технологических средств и оборудования, а также разработка и внедрение инновационных технологий и технических средств, облегчающих выполнение работ и способствующих повышению их эффективности и безопасности.

На основе реализации этих проектов и полученного опыта сделано заключение, что вывод из эксплуатации исследовательских реакторов любого типа и мощности в необходимой мере обеспечен отработанными и коммерчески доступными технологическими средствами, специализированным оборудованием и инструментом, в большинстве случаев требующими только незначительной адаптации или доработки с учетом конкретных требований и условий их применения.

Несмотря на это, за рубежом поиск, отработка и внедрение инновационных технологий в практику работ по выводу из эксплуатации ядерных и радиационно-опасных объектов активно продолжают и по настоящее время.

В практику дезактивационных работ, наряду с традиционными «жесткими» химическими и электрохимическими методами, применение которых требует организации специальных ванн или рабочих участков, сопровождающихся образованием органических паров, шламовых отходов и продуктов реакций, представляющих опасность для персонала и окружающей среды, внедрены инновационные «мягкие» методы.

Эти методы позволяют удалить с поверхности оборудования радиоактивное загрязнение в виде окислов и ржавчины (при толщине загрязненного слоя до 100 мкм), многослойных лакокрасочных покрытий (с толщиной покрытий до 1 мм) или загрязненного слоя бетона (при толщине слоя загрязнения до 5 мм). К ним относятся химические методы на основе разнообразных очищающих реагентов-растворителей, непосредственно наносимых на поверхность оборудования и не вызывающих коррозии их материалов, механические методы на основе технологий резки и/или ударных процессов взаимодействия частиц твердого материала и реактивной струи с очищаемой поверхностью, термические методы, в которых за счет отвода или подвода тепла к очищаемой поверхности используются изменения свойств ее материала, приводящие к увеличению хрупкости или к термическому расширению и разрушению его поверхностного слоя. Следует сказать, что ни один из перечисленных методов дезактивации не является универсальным, поэтому их выбор осуществляется с учетом их эффективности, объемов и особенностей обращения с генерируемыми вторичными отходами, а также конкретных условий проведения дезактивационных работ, потребностей в дополнительном оборудовании и возможностей его размещения.

Для демонтажа и фрагментации активированного или загрязненного оборудования за рубежом разработаны и внедрены разнообразные технологические средства, основанные как на традиционных, так и на инновационных термических или механических методах резки. В термических методах используются модифицированные кислородно-ацетиленовая, кислородно-бензиновая, контактно-дуговая и другие способы резки, а также

технологии плазменной и лазерной резки. В механических методах для резки и фрагментации используются различные по своей конструкции ленточные пилы, твердосплавные фрезы, алмазные и абразивные диски, гидравлические ножницы и кусачки, а также технологии гидроабразивной резки и резки с помощью алмазной проволоки. Особенность разработанных на их основе оборудования и технологической оснастки заключается в том, что их применение максимальным образом механизировано, что в большинстве случаев позволяет дистанционно управлять операциями демонтажа и резки. Это обуславливает высокую безопасность проведения демонтажных операций и резки сильно активированного или загрязненного оборудования при низком облучении персонала, тем самым обеспечивая высокую технологическую выполняемость этих работ при соблюдении норм радиационной безопасности. Однако и указанные методы демонтажа и резки не являются универсальными, каждый из них имеет свои преимущества и недостатки. Так, механические методы резки (например, ленточными пилами, алмазной проволокой или алмазными дисками), сопровождаемые незначительным выходом шламовых отходов, требуют точности ведения инструмента, контроля и управления процессом резки. Это ограничивает возможности их применения для резки крупногабаритного оборудования и материалов большой толщины из-за необходимости установки специализированной технологической оснастки. С помощью гидроабразивного метода можно резать различные комплексные материалы большой толщины, в том числе осуществлять эти операции под слоем воды, но из-за сложностей сбора и повторного использования абразивного материала, а также образования большого количества «вторичных» отходов в виде жидких радиоактивных отходов (ЖРО), экономические показатели этого метода ограничивают возможности его применения.

Термические методы применяются для резки различного оборудования, в том числе сложной геометрии и при большой толщине материалов, однако требуют локальных систем очистки воздуха от радиоактивных аэрозолей, использования достаточно дорогостоящего технологического оборудования и

специализированного инструмента, нуждающегося в его регулярной замене, что уменьшает их экономическую эффективность и область применения.

Практически во всех странах ведутся работы по разработке и производству систем получения гамма-изображений (СПГИ). В настоящее время нам известно о коммерчески продаваемых системах в четырех странах.

В США камера GammaCam, основанная на применении кодирующих апертур, выпускается коммерчески фирмой AIL [37]. При этом имеются прецеденты продажи камеры GammaCam не только правительственным организациям (Вооруженные силы), но и частным атомным станциям. Разные исследовательские организации ведут разработки и имеют прототипы приборов - Michigan University, Naval Research Lab. Фирма RMD Inc. [38], разработала СПГИ с применением кодирующей апертуры, имеющую также энергетическое разрешение, потенциально позволяющее идентификацию источников гамма-излучения.

Во Франции - это приборы, разработанные в CEA – Saclay: портативные гамма-камеры Aladin и Cartogam. Камеры основаны на принципе камеры-обскуры, доведены до промышленных образцов и продаются фирмой EuriSys. Разрабатываются новые стандарты работы с ядерными веществами с использованием СПГИ [39-34].

В Великобритании СПГИ на принципе камеры-обскуры и с наличием энергетического разрешения производит фирма BNFL [45], а в разработках принимают участие университетские лаборатории.

В Германии фирма NUKEM заканчивает разработку СПГИ на принципе камеры-обскуры для использования в коммерческих проектах по реабилитации ядерных производств.

У систем разных фирм существуют слабые и сильные стороны. Сильной стороной имеющихся в НИЦ «Курчатовский институт» разработок является достижение высокой чувствительности при использовании кодирующих апертур специально разработанной конфигурации.

Таким образом, сказанное выше определяет возможности для нового построения процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности.

1.7. Выводы к ГЛАВЕ 1

Выполнен анализ парадигмы вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, включающей как правовые, так и организационно-технические аспекты. Рассмотрены конструктивные и технологические особенности исследовательских реакторов, основные этапы процедур вывода из эксплуатации исследовательских реакторов. Проведен анализ практического применения демонтажных методов и технологий, применяемых как в России, так и за рубежом. По результатам данного анализа сформулированы следующие научные положения, важные для построения информационной модели и самой процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности.

Выбор демонтажных технологий должен базироваться на принципе максимального использования механических («холодных») методов фрагментации оборудования и конструкций, обеспечивающих минимальный выход радиоактивных аэрозолей в атмосферу технологических помещений и окружающую среду при проведении работ.

Для демонтажа и фрагментации малогабаритного оборудования целесообразно использовать навесное оборудование ДУМ. Крупногабаритное оборудование демонтируется с использованием малоскоростных механических пил либо алмазной проволоки (каната).

Высокоактивные элементы демонтированного оборудования следует фрагментировать под защитным слоем воды.

Демонтаж оборудования в технологических помещениях с высокими радиационными полями необходимо осуществлять с использованием

дистанционно-управляемых механизмов, оснащенных широким набором навесного оборудования в виде захватов, гидромолота, гидророжниц, твердосплавных фрез, включая манипуляторы для проведения демонтажных работ на большой, до 6 м, глубине.

Рабочие зоны производства демонтажных работ должны быть обеспечены системами локальной вентиляции и средствами пылеподавления на основе полимерных составов.

Для обеспечения безопасности демонтажных работ и контроля радиационной обстановки в рабочих зонах необходимо использовать приборные средства дистанционной диагностики и контроля.

Разработка и практическое применение технологий, предусматривающих применение дистанционно-управляемых механизмов, позволяет обеспечить радиационную защиту персонала, выполняющего работы, и снизить риски радиационного воздействия на население и объекты окружающей среды.

Технологии использования ДУМ и средств дистанционной радиационной диагностики были разработаны при ликвидации «исторических» радиоактивных отходов НИЦ «Курчатовский институт». Опыт, приобретенный в ходе этих работ, был перенесен на работы по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов. Применение дистанционных методов измерения характеристик радиационной обстановки и дистанционно-управляемых механизмов позволило выполнить работы по ликвидации хранилищ РАО и, в дальнейшем, по демонтажу оборудования реакторов МР и РФТ с соблюдением норм и правил радиационной защиты персонала, сохранить коллективные и средние индивидуальные дозы работников на максимально возможном низком уровне и не допустить распространения радиоактивного загрязнения за пределы санитарно-защитной зоны НИЦ «Курчатовский институт».

С учетом анализа и проведенного на его основе выбора технологий и инструментальных средств для практической реализации методологии обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации

исследовательских ядерных реакторов, оптимальным выбором можно считать следующие технологии:

- технологии, основанные на применении дистанционно-управляемых механизмов в ходе проведения обследования радиационно-опасных объектов, характеристики их загрязнения;

- технологии идентификации и извлечения источников и объектов, интенсивно испускающих фотонное ионизирующее излучение, с помощью дистанционных методов регистрации этого излучения и дистанционно-управляемых механизмов;

- технологии демонтажа радиоактивно-загрязненного оборудования ИЯР в помещениях, которые характеризуются высокими уровнями загрязнения и насыщенностью оборудования и трубопроводов, посредством навесного оборудования ДУМ с применением преимущественно «холодных» методов резки.

ГЛАВА 2. ОПТИМИЗАЦИЯ МЕТОДОВ РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ МР И РФТ

2.1. Особенности конструкции и условий эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ

Многоцелевой петлевой материаловедческий реактор МР был разработан и сооружен в 1962–1963 гг. и выведен на проектную мощность 20 МВт в 1964 г. В конструктивном отношении он стал первым представителем нового типа исследовательских реакторов – канального типа, погруженного в бассейн с водой (Рисунок 2.1).



Рисунок 2.1 - Вид реактора МР в период эксплуатации

Активная зона реактора высотой 1 м, вместе с рабочими и экспериментальными каналами, трубопроводами разводки теплоносителя, коллекторами и другими металлоконструкциями, размещена в бассейне глубиной

свыше 9 м, заполненном дистиллятом и окруженном биологической защитой из бетона (Рисунок 2.2).

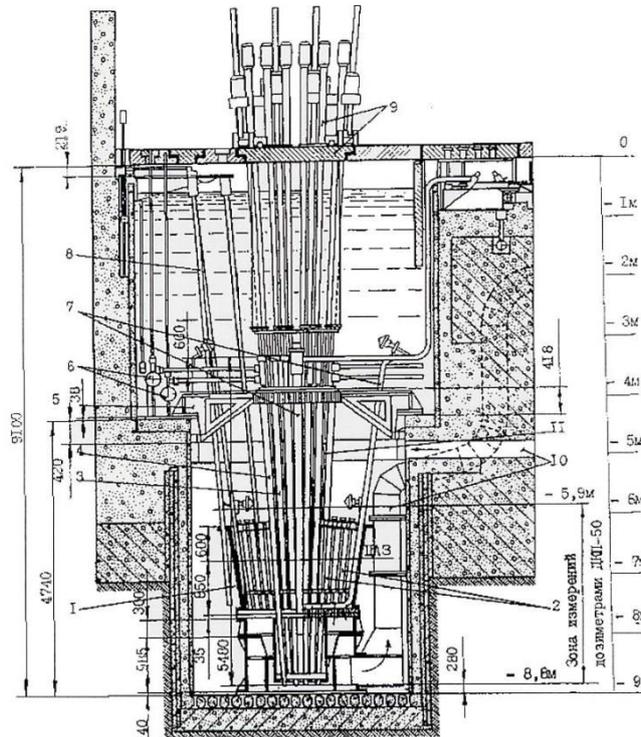


Рисунок 2.2 - Вертикальный разрез активной зоны и отражателя реактора МР

В реакторе использовались трубчатые тепловыделяющие элементы диспергированного типа (U–Al сплав или диоксид урана в алюминиевой матрице) с ураном 90% обогащения по ^{235}U , работавшие при высоких тепловых потоках и высоком удельном энерговыделении с достижением глубокого выгорания топлива. Полная загрузка активной зоны составляла 37 рабочих ТВС. Применение полностью разборной кладки активной зоны и отражателя реактора позволяли производить в ней необходимые переделки при изменении конструкций и размеров экспериментальных устройств.

Реактор имел хорошие физические характеристики и высокую радиационную безопасность, обладал широкими экспериментальными возможностями, надежностью в эксплуатации. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в сферической ловушке достигала 8×10^{14} н/см²·с, в бериллиевых блоках – до 5×10^{14} н/см²·с, в рабочих каналах (на уране) – $2,75 \times 10^{14}$

н/см²·с, максимальная плотность потока быстрых нейтронов с энергией более 0,5 МэВ – до $3,0 \times 10^{14}$ н/см²·с [46; 47].

На реакторе осуществлялась широкая программа испытаний и исследований тепловыделяющих элементов, топливных и конструкционных материалов, производились радиоизотопы медицинского назначения и проводились другие исследования. Для выполнения программы испытаний и исследований реактор был оснащен 9-ю петлевыми установками, обеспечивавшими возможность отработки теплофизических, гидродинамических и прочностных характеристик активных зон и основного оборудования энергетических реакторных установок различного назначения в условиях, максимально приближенных к натурным. В 1967 г. после проведенной реконструкции мощность реактора вместе с петлевыми установками была увеличена до 50 МВт.

Центральный зал, системы и оборудование петлевых установок реакторного комплекса МР размещены в здании 37/1, в котором ранее был расположен исследовательский реактор РФТ, остановленный и частично демонтированный. На площадке реактора также находятся другие производственные здания и вспомогательные сооружения, где расположены система удаления радиоактивных аэрозолей из воздуха производственных помещений (спецвентиляция) и система удаления жидких радиоактивных отходов (спецканализация), системы охлаждения реактора, «горячая» лаборатория, санпропускник, вентиляционная труба, «сухое» хранилище ОЯТ, временное хранилище РАО.

Площадка реактора расположена в западной части НИЦ «Курчатовский институт» и санитарно-защитная зона реактора ограничена внешним периметром его территории. В результате интенсивного городского строительства в г. Москве территория института в настоящее время окружена городской застройкой и на расстоянии 100–200 м в северо-западном направлении от реактора находятся дома жилого микрорайона.

В 1993 г. после 30-летнего периода эксплуатации реактор был окончательно остановлен. В период с 1993 г. по 2011 г. в соответствии с классификацией

Федеральных норм и правил регулирования использования атомной энергии НП-033-01 (ОПБ ИЯУ), реактор эксплуатировался в режиме «окончательного останова», и на нем проводились работы по подготовке к выводу из эксплуатации.

Реактор РФТ

Водо-графитовый каналный реактор для физических и технических исследований РФТ был введен в эксплуатацию в составе первой в СССР комплексной экспериментальной материаловедческой базы в апреле 1952 года, первоначально имел мощность 10 МВт. В 1957 г. мощность реактора была повышена до 20 МВт. Продольный разрез реактора представлен на Рисунке 2.3

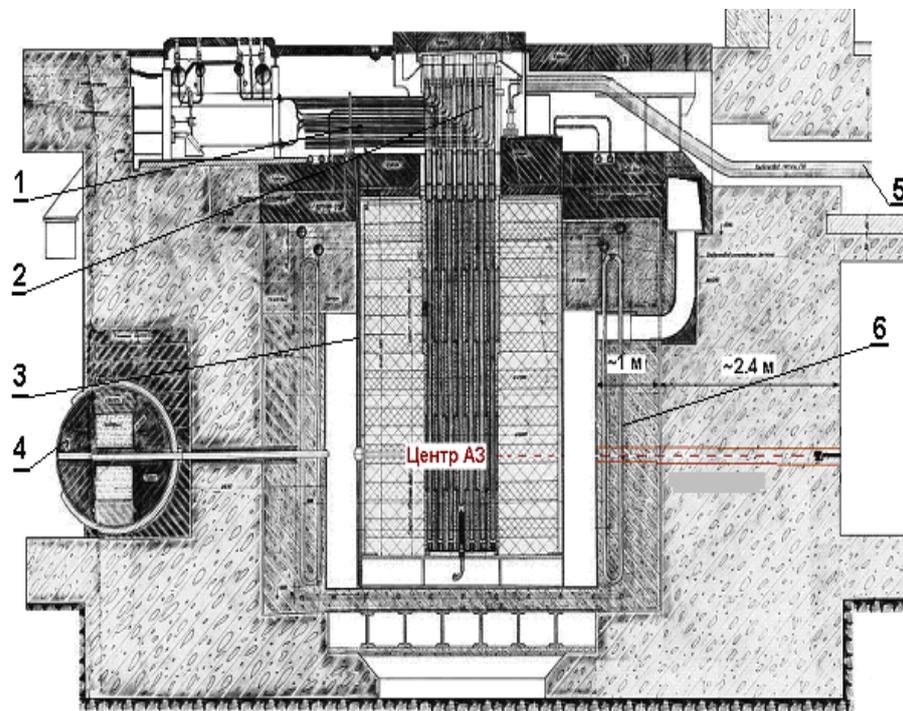


Рисунок 2.3 - Продольный разрез реактора РФТ

1- входные и выходные трубопроводы водяного охлаждения рабочих каналов; 2 - рабочие и петлевые каналы; 3 - стальной корпус; 4 - шиббер; 5 - входные и выходные трубопроводы охлаждения петлевых каналов; 6 - система охлаждения бетона боковой защиты.

Активная зона и отражатель реактора образованы графитовой кладкой, заполняющей объем цилиндра высотой 380 см и диаметром 260 см (общий вес

графитовых блоков 34 т). Графитовая кладка активной зоны и отражателя находятся в стальном штатном корпусе (Ø2690 мм, толщина стенки 20 мм).

В составе реактора имелось пять петлевых установок: три - с водяным теплоносителем, и по одной - с газовым и жидкометаллическим теплоносителями. Каналы предназначались для испытаний ТВЭЛов и конструкционных материалов.

В 1962 году реактор РФТ был остановлен и частично демонтирован, а рядом с ним в том же здании сооружен более мощный петлевой реактор МР.

При консервации реактора вся арматура управления, все трубопроводы находящиеся над верхней крышкой реактора были срезаны, рабочие и петлевые каналы были заглушены на срезе металлическими пробками с резиновыми уплотнителями, сверху по биологической защите и крышке реактора был отсыпан 10-ти сантиметровой слой чугуновой дроби, поверх которой выполнена заливка слоя бетона толщиной 600 мм.

Не демонтированная часть реактора РФТ, а именно графитовая кладка активной зоны и отражателя, осталась в стальном штатном корпусе в реакторном зале МР. Сверху корпус залит слоем бетона, над которым выполнена защита из стальных плит. Внутрикорпусные устройства расположены в шахте глубиной 590 см и диаметром 380 см.

Шахта окружена биологической защитой из бетона толщиной 280 см, в том числе 40 см тяжелого бетона.

При строительстве реактора МР по бетонной заливке верха шахты реактора РФТ была выполнена плакировка листовой нержавеющей сталью толщиной 5 мм, установлены стойки высотой 1 м, на стойках смонтирован настил из чугуновых плит толщиной 200 мм. Под настилом разместили трубопроводы теплоносителя петлевых установок, пучки контрольных трубопроводов и кабельные трассы реактора МР. Таким образом, верх крышки реактора РФТ оказался на глубине около 1,5-1,8 м относительно пола реакторного зала.

Радиационное обследование, проведенное в 1993 году традиционными методами, показало, что подготовленный к останову реактор МР является

технически сложным радиационно-опасным объектом. Уровень потенциальной радиационной опасности реактора МР представлен в Таблице 2.1.

Таблица 2.1 - Уровень потенциальной радиационной опасности реактора МР

Реактор МР			Радиационные характеристики ОЯТ	
Активность загрязненного оборудования петлевых установок, Бк	Мощность дозы гамма-излучения в помещениях петлевых установок, мЗв/ч	Мощность дозы гамма-излучения внутриреакторных конструкций, Зв/ч	Активность одной ТВС, Бк	Мощность дозы гамма-излучения ОТВС, Зв/ч
10^{14}	до 20	до 1,5	$5 \times (10^{12} - 10^{13})$	до 1,2

Результаты радиационного обследования реакторов МР и РФТ свидетельствуют, что годовую индивидуальную дозу, не принимая мер по защите персонала, можно получить за один час и менее [48].

В центральном зале реакторного комплекса МР и РФТ расположены радиационно-опасные объекты, обследование которых и проведение демонтажа их оборудования, либо удаление находящихся в них радиоактивных веществ представляет в каждом случае самостоятельную задачу и требует применения своих методов и технологических решений.

Бассейн-хранилище

Бассейн - хранилище использовался для временного хранения выгруженных из активной зоны петлевых каналов, бериллиевых и графитовых блоков. Он имеет

прямоугольную форму размером 5 х 6 м, глубиной 6 м. Бассейн - хранилище соединен с бассейном реактора при помощи транспортного шлюза шириной 1,2 м и глубиной 6 м.

Основными факторами, влияющими на формирование радиационной обстановки в районе бассейна – хранилища являлись активность петлевых каналов и бериллиевых блоков, радионуклидов в воде бассейна и на поверхности облицовки бассейна. Мощность дозы на расстоянии 1 м от петлевого канала достигала 15-20 мЗв/час, от бериллиевого блока – до 5,0 мЗв/час. Безопасное хранение облученных петлевых каналов и бериллиевых блоков осуществлялось в бассейне-хранилище под защитным слоем воды (Рисунок 2.4).



Рисунок 2.4 - Вид бассейна-хранилища реактора МР

Приреакторное хранилище ОЯТ

По своей конструкции хранилище представляет собой 30 цилиндрических ячеек, расположенных вертикально в 3 ряда (по 10 ячеек в ряду) и размещенных в бетонном массиве ниже уровня пола центрального зала реактора. Согласно архивным данным, в это хранилище были помещены 26 отработавших опытных ТВС типа ВВЭР, РБМК и транспортных установок.

Приреакторное хранилище РАО

Приреакторное хранилище радиоактивных отходов расположено в реакторном зале МР. Расположение этого хранилища в реакторном зале показано на Рисунке 2.5.



Рисунок 2.5 - Расположение хранилища РАО (РФТ) в реакторном зале МР.

Приреакторное хранилище РАО было загружено в период эксплуатации реактора РФТ средне- и низко-активными отходами и законсервировано после останова реактора в 1962 г. Вскрытие верхней защитной крышки, проведенное на этапе подготовки к выводу из эксплуатации, показало мощность эквивалентной дозы на срезе хранилища порядка 2,0 мЗв/час.

«Горячая» камера (камера резки)

«Горячая» камера (камера резки облученных ТВС) расположена в центральном зале реактора МР и представляет собой помещение общей площадью 17 м², с высотой ~ 4 м.

Предварительное радиационное обследование показало, что стены, пол, стол и механизмы камеры имели радиоактивное загрязнение в виде слоя пыли толщиной 1-3 мм. Основное загрязнение было сосредоточено в районе стола резки, механизмов, на полу и в желобе.

Визуальное обследование показало наличие множества фрагментов ТВЭЛов, кусков металла и иных объектов на столе для резки образцов и на полу в камере. Предполагалось, что излучение от этих фрагментов образцов вносит основной вклад в МЭД в камере.

2.2. Задачи радиационного обследования исследовательских ядерных реакторов и проблемы их решения традиционными методами

Основная задача радиационного обследования заключается в получении необходимой для выполнения радиационно-опасных работ информации, включающей:

- компонентный состав загрязняющих радионуклидов;
- мощности дозы гамма-излучения оборудования и поверхностей помещений;
- уровни загрязненности альфа- и бета- радиоактивными нуклидами поверхностей полов и стен технологических помещений и оборудования, а также воздуха.

Традиционно при радиационном обследовании используется стандартное оборудование: поисковые сцинтилляционные радиометры, дозиметры гамма-излучения, предназначенные для измерения мощности амбиентной дозы (в мкЗв/ч), и радиометры, измеряющие плотность потока частиц (в единицах част/см²мин).

Однако не всегда возможно получить необходимую информацию с использованием традиционных методов. Проблемы при проведении радиационного обследования могут возникнуть при:

- высоких уровнях излучения, при которых необходима дистанционная диагностика;
- определении наиболее загрязненных объектов и визуализации радиационной обстановки;
- проведении обследования в труднодоступных местах, при измерениях под слоем воды;
- необходимости определения наличия облученного топлива;
- определении распределения радионуклидов по глубине строительной конструкции.

2.3. Методы решения проблем радиационного обследования

2.3.1. Преимущества методов дистанционной диагностики

Использование дистанционных методов измерения распределения радиоактивности в загрязненных помещениях ведется в течение ряда лет. В работах [49-51] описано применение коллимированных детекторов для измерения радиоактивного загрязнения в различных помещениях 4-го блока Чернобыльской атомной станции (ЧАЭС) (в ранних работах применялся простой ручной коллимированный радиометр, а в дальнейшем применялся прототип компьютерно-управляемой спектрометрической системы). Полученные распределения радиоактивности (и карты создаваемых ими МЭД) помогали правильно выбирать меры (очистка поверхностей, экранирование пятен ослабителем, например, свинцом) для улучшения радиационной обстановки с минимальными затратами.

Измерения, проведенные в разрушенном центральном зале 4-го блока ЧАЭС в 1996 году [52], позволили создать трехмерную модель распределения МЭД вокруг разрушенного реактора, что нельзя было осуществить другими способами, так как в отдельных местах оценки давали величину МЭД больше 1,0 Зв/ч. Различные приборы (Gamma-imagers of AIL and Cogema [53], Gamma-scanner of BNFL [54]) использовались при проведении работ по дистанционному картированию радиоактивных загрязнений на объектах ядерной промышленности в США [55].

Измерение потока фотонного ионизирующего излучения из определенной точки пространства реализованы сейчас в различных типах приборов. Приборы, включающие в себя коллимированный детектор фотонов и получившие в некоторых отдельных случаях название гамма-локатор или гамма-сканер, применяются для измерения распределения удельной активности и восстановления распределения мощности эквивалентной дозы от пространственно-распределенных источников излучения [56-59]. Принцип действия устройств визуализации интенсивно излучающих источников -

«Гаммавизоров» - основан на регистрации излучения с помощью систем формирования рентгеновских изображений и позиционно-чувствительных детекторов [60-63]. Между тем, опыт применения указанных выше систем требует тщательного физического рассмотрения результатов измерений в каждом конкретном случае [64-66]. Измеренный поток фотонов ионизирующего излучения может быть соотнесен различным физическим величинам в зависимости от структуры и изотопного состава источников излучения и, как следствие, требует в большинстве случаев дополнительных данных для восстановления распределения интенсивности излучения и распределения МЭД на основе измеренных величин.

Как правило, в помещениях ИЯР мощность эквивалентной дозы от загрязненного оборудования составляет от десятков мкЗв/ч до десятков мЗв/ч. В технологических помещениях она обусловлена как прямым излучением загрязненного оборудования, так и рассеянным облучением от поверхностей строительных конструкций и оборудования. Детальное радиационное обследование с помощью стандартных дозиметрических приборов, позволяющее определить местоположение всех наиболее активных источников излучения, затруднительно из-за больших дозовых нагрузок на персонал. Решить эту задачу можно методами дистанционной дозиметрии, измеряя распределение радионуклидов с помощью коллимированных детекторов гамма-излучения [67; 68].

2.3.2. Функциональные разновидности гамма-камер

Пороговые коллимированные детекторы представляют собой датчики на основе сборки сцинтиллятор–фотодиод, помещенные в свинцовую защиту с коллиматором. Сигнал с датчиков выводится на дисплей блока регистрации. Прибор снабжен звуковой и световой сигнализацией для предупреждения персонала о превышении допустимого порога МЭД в зоне работ.

Такая схема измерений позволяет измерять МЭД только от источника излучений, который находится в поле зрения прибора и, следовательно, оценивать его активность.

Данные приборы были разработаны при решении задачи по ликвидации временных хранилищ радиоактивных отходов. Два коллимированных детектора были установлены на навесном оборудовании ДУМ «BROKK», один был изготовлен в виде автономного прибора и установлен стационарно вблизи зоны производства работ.

Порог срабатывания для коллимированного детектора, установленного на ДУМ «BROKK» рассчитывался из значений МЭД, регламентированных для транспортировки РАО в металлических контейнерах КРАД-2,7. Значение порога определялось для расстояния 5 м (расстояние от прибора до навесного оборудования ДУМ). При превышении порога срабатывания РАО помещались в бетонный контейнер. Коллимированные детекторы работали в течение двух лет во всепогодных условиях и показали свою надежность в эксплуатации.

Применение коллимированных детекторов для предварительной сортировки РАО позволило значительно снизить количество контейнеров, требующих перезагрузки. Использование гаммавизора для визуализация при удалении РАО, в первую очередь - наиболее активных отходов, значительно (в 2-5 раз) снижало МЭД внутри дополнительного защитного сооружения.

Устройство для радиационной разведки - мобильный радиометр «Гамма-Пионер».

На основе анализа использования различных систем, основанных на применении коллимированных детекторов для дистанционного измерения характеристик радиоактивного загрязнения, разработано устройство для радиационной разведки в зонах проведения работ с высоким радиационным фоном, получившее название «Гамма-Пионер» [69]. Устройство установлено на ДУМ «BROKK-90», который обладает высокой маневренностью и имеет дистанционно-управляемый манипулятор. Измерительный блок изготовлен в виде навесного сменного инструмента (Рисунок 2.6).

В состав измерительного комплекса входят: открытый детектор, измеряющий мощность дозы в диапазоне 0,4 - 8,5 Зв/ч; коллимированный

детектор, видеокамера с большим увеличением и блок электроники. Датчики измерительной системы изготовлены на основе оптической пары сцинтиллятор-фотодиод.



Рисунок 2.6 - Мобильный измерительный комплекс «Гамма-Пионер»

Управление ДУМ осуществляется оператором с помощью пульта управления. Команды управления передаются по радио или по проводной линии связи. Информация от измерительного блока поступает на пульт управления на расстояние, необходимое для защиты оператора от облучения (до 100 метров).

Визуализация распределения радиоактивного загрязнения позволяет планировать последовательность проведения дезактивационных работ, убирать в первую очередь оборудование с наибольшей МЭД, получать информацию для расчета параметров дополнительных защитных конструкций с целью обеспечения безопасного проведения работ.

Система получения гамма-изображений - «Гаммавизор»

«Гаммавизор» предназначен для дистанционного обнаружения и визуального изображения распределения гамма - излучающих радионуклидных источников [70]. Он представляет собой компактную гамма-камеру с компьютерным управлением.

Впервые прибор для получения гамма-изображений (гамма-топограф) сконструировал Н.О. Anger в 1952 году [71], однако системы получения гамма-изображений для использования в промышленных условиях появились в последнее десятилетие. Они отличаются от подобных систем, разработанных для медицины и космических исследований компактностью, наличием защиты детектора от фонового гамма-излучения и другими особенностями.

В настоящее время эти системы используются для дистанционного поиска гамма-излучающих радиоактивных объектов путем их визуализации. Преимущество такого подхода состоит в одновременном обнаружении всех радиоактивных объектов, находящихся в поле зрения прибора. При этом прибор можно установить на значительном расстоянии от источников в радиационно-безопасном месте. Дополнительная безопасность персонала обеспечивается возможностью значительного удаления (до 200м) управляющего компьютера от точки расположения прибора.

Области применения таких систем:

- поиск источников ионизирующего излучения;
- борьба с терроризмом;
- предотвращение несанкционированного перемещения радиоактивных материалов;
- работа по дезактивации и разборке загрязненных радиоактивными веществами территорий, зданий, помещений и оборудования:
 - дистанционный осмотр труднодоступного оборудования;
 - динамический мониторинг радиационной обстановки;
 - эффективная сортировка радиоактивных отходов;
 - дистанционное определение наиболее загрязненных частей оборудования;
 - оценка эффективности дезактивационных работ.

Метод регистрации изображений источников гамма-излучений основан на получении совмещенного гамма-изображения и видимого изображения исследуемого объекта и последующего анализа этого изображения для определения местоположения наиболее загрязненных частей объекта

исследования.

Для получения, обработки, хранения и представления оптических и гамма-изображений и управления всеми элементами системы был создан специальный пакет программ GVS-soft.

Схема прибора «Гаммавизор» представлена на Рисунке 2.7

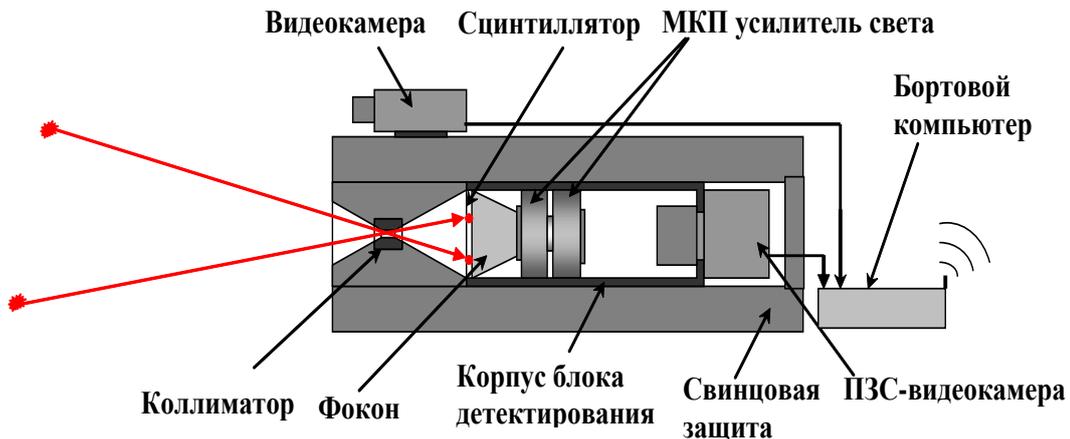


Рисунок 2.7 - Схема прибора «Гаммавизор»

Устройство детектирования прибора состоит из сменного коллиматора, сцинтилляционного кристалла CsI(Tl) (толщиной 3 мм и $\varnothing 40$ мм); масштабирующей волоконно-оптической пластины (фокона); усилителя света на основе многоканальной пластины и цифровой видеокамеры с объективом для считывания изображения с экрана многоканальной пластины и ввода его в компьютер, закрепленных в металлическом корпусе.

Фотография разработанного и изготовленного образца прибора приведена на Рисунке 2.8



Рисунок 2.8 - Фотография прибора «Гаммавизор»

«Гамма-локатор»

Приборное средство для дистанционного обследования помещений реактора с большими уровнями загрязнений – дистанционно-управляемый коллимированный детектор гамма-излучений «Гамма-локатор» – это спектрометрическая система, предназначенная для поиска и характеристики радиоактивных источников, нахождения наиболее загрязненных радиоактивными веществами частей поверхностей зданий и помещений, расположенного в них загрязненного оборудования, автоматического измерения распределения радиоактивного загрязнения поверхностей внутри помещений.

При ликвидации временных хранилищ РАО (ВХРАО) и проведении реабилитационных работ на площадке ВХРАО НИЦ «Курчатовский институт» были разработаны и успешно применялись две версии спектрометрической измерительной системы «Гамма-локатор» для дистанционного определения распределения радиоактивных загрязнений и контроля за радиационной обстановкой в зонах проведения работ с РАО и на всей площадке. Для проведения оперативных измерений детекторы гамма-локаторов этих версий разрабатывались с высокой чувствительностью – регистрация источника ^{137}Cs активностью 0,01 Ки с 50 метров за время 100 сек. При проведении измерений мощность дозы в точке установки прибора редко поднималась выше 0,6 мкЗв/ч и не превышала 1,5 мкЗв/ч [72].

Применение систем дистанционного определения распределения радиоактивных загрязнений типа «Гамма-локатор» представляется необходимым при проведении работ по демонтажу и дезактивации оборудования выводимых из эксплуатации исследовательских реакторов. Типичные мощности доз вблизи от оборудования при этом могут превышать десятки миллизивертов в час и даже при удалении места установки гамма-локатора от источников мощность дозы может достигать 1,0 мЗв/ч.

Разработанные ранее системы не могли работать в таких полях, поэтому была разработана новая версия «Гамма-локатора» для его применения в

повышенных полях гамма-излучения.

Спектрометрическая сканирующая система

Для измерения распределения радиоактивных загрязнений, их нуклидного состава и активности оборудования, в НИЦ «Курчатовский институт» разработана дистанционно-управляемая спектрометрическая сканирующая система.

Дистанционно-управляемая спектрометрическая сканирующая система (Рисунок 2.9) состоит из коллимированного детектора гамма-излучения (1), цветной видеокамеры (2), блоков управления прибором (3) и поворотным устройством (4), смонтированных на поворотном устройстве (5), которые установлены на треноге, и компьютера.

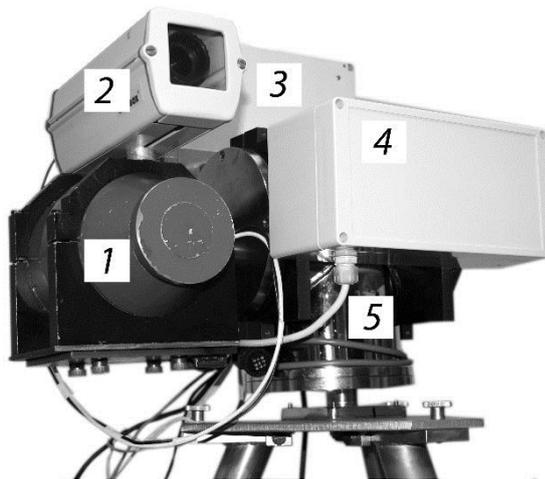


Рисунок 2.9 - Дистанционно-управляемая спектрометрическая сканирующая система

Детектор работает в спектрометрическом режиме и помещен в свинцовую защиту с коллиматором, через который гамма-излучение с определенного направления попадает на детектор. Угол раствора коллиматора составляет ~12 градусов. Система имеет три взаимозаменяемых детектора с разной чувствительностью. Два детектора изготовлены на основе кристалла CsI(Tl) и фотодиода (с объемом сцинтиллятора ~20 и 5 см³), третий детектор на основе полупроводникового кристалла CdZnTe объемом 60 мм³: В блоке управления

размещены бортовой компьютер, спектроанализатор СКС-08 "Колибри", блоки питания устройства и управления поворотным устройством. В качестве бортового используется промышленный компьютер на базе материнской платы, которая не требует принудительного охлаждения и может быть расположена в закрытом корпусе.

Сигналы детектора передаются на спектроанализатор СКС- 08 "Колибри", управляемый бортовым компьютером. Изображение с видеокамеры поступает на бортовой компьютер через универсальную последовательную шину. Видеокамера расположена так, чтобы ее ось симметрии была параллельна коллиматорной оси детектора. Для обследования помещений с загрязненным оборудованием прибор был установлен на поворотное устройство, имеющее датчики углов поворота в горизонтальном и вертикальном положении.

Прибор может управляться оператором вручную или автоматически согласно сценарию, задаваемому компьютерной программой управления. При ручном способе оператор управляет прибором с помощью внешнего компьютера, связанного с бортовым компьютером системы через беспроводной интерфейс Wi-Fi или кабелем «витая пара» (расстояние от прибора до управляющего компьютера может составить до 100 м). В этом случае оператор, работая на безопасном расстоянии от опасных объектов, использует видеоизображение для наведения коллимированного детектора на исследуемый объект, регистрирует спектр излучения и записывает полученные данные в память компьютера.

В автоматическом режиме работы прибор сканирует помещение по заданному программой управления сценарию, который состоит из определенной последовательности действий. Эти действия включают повороты детектора в горизонтальном и вертикальном направлениях, которые определяются полярным ϑ и азимутальным φ углом, с заданным угловым шагом $\Delta\vartheta$ и $\Delta\varphi$, измерение спектров излучения при каждом фиксированном положении детектора, измерения полярного и азимутального угла поворота и запись видеоизображений. Параметры программы управления (начальная и конечная точки измерений, шаг

поворота по вертикали и горизонтали, время набора спектра) задаются оператором.

При проведении обследований в помещениях с большой мощностью дозы, излучение, прошедшее через защиту и зарегистрированное детектором, может существенно повлиять на результаты измерений. Для учета влияния этого фонового излучения необходимо проводить два цикла измерений – с открытым (основной спектр) и закрытым (фоновый спектр) свинцовой заглушкой коллиматором. При обработке из основного спектра вычитается фоновый и получается разностный спектр. Возможны два способа обработки данных измерений.

Первый способ обработки разностного спектра позволяет получить картину распределения активности радионуклидов в угловых координатах сканирования. Расчеты делаются в предположении, что радиоактивное загрязнение в помещении поверхностное. Активность поверхностного псевдоисточника для каждого направления измерения рассчитывается по скорости счета в пике полного поглощения излучения соответствующего радионуклида. Размер псевдоисточника определяется углом раствора коллиматора и расстоянием до стены помещения. Второе допущение предполагает, что поверхностный псевдоисточник должен иметь такую активность, которая формировала в пиках полного поглощения скорость счета равную измеренной. Следующим шагом для реализации такого подхода является нахождение коэффициента пропорциональности между скоростью счета и поверхностной активностью источника. Такие калибровочные коэффициенты были определены на плоских источниках с известной поверхностной активностью ^{137}Cs и ^{60}Co .

По разностному спектру основного и фонового измерений определяется скорость счета в энергетических областях, характерных для нерассеянного излучения ^{137}Cs и ^{60}Co (основные дозообразующие радионуклиды в обследуемом помещении). В первом случае за вычетом фоновой подложки это была область пика полного поглощения энергией 662 кэВ ($\Delta E_1 = 560\text{--}740$ кэВ). Во втором случае используется энергетическая область $\Delta E_2 = 800\text{--}1420$ кэВ, которая

включает пики полного поглощения энергией 1173 и 1332 кэВ, а также высокоэнергетическую часть комптоновского плато спектра. Комптоновская часть спектра формируется в основном нерассеянным излучением, поэтому для повышения эффективности регистрации, она тоже включена для оценки активности ^{60}Co . Полученная для каждого направления поверхностная активность ^{137}Cs и ^{60}Co перенормируется на телесный угол сканирования (определяемый угловыми шагами $\Delta\varphi$, $\Delta\vartheta$ и полярной координатой ϑ , так, чтобы сумма давала общую активность радионуклидов по области сканирования.

Очевидно, что вклад в мощность дозы в разных точках помещения от оборудования будет различным. В перспективе, имея оценку активности оборудования и размеры помещения, можно рассчитывать мощность дозы в любой точке помещения, а по данным распределения мощности дозы планировать более безопасное проведение демонтажных работ и прогнозировать изменение радиационной обстановки в помещении.

Второй способ обработки спектров измерений дает картину распределения вклада в мощность дозы с разных направлений, определяемых угловыми координатами оси коллиматора спектрометрического детектора. Это позволяет по видеоизображению соотнести это направление с конкретным загрязненным оборудованием, которое является одним из источников формирования дозового поля излучения, и оценить его вклад в мощность дозы в точке расположения прибора. Способ оценки мощности экспозиционной дозы, которая создается гамма-квантами, прошедшими через коллиматор и зарегистрированными спектрометрическим детектором, описан в работе [73]. Суть метода заключается в вычислении функционала от аппаратурного спектра с некоторой весовой функцией, компенсирующей зависимость от энергии ионизирующего излучения. Нормированные на телесный угол сканирования, такие данные дают картину распределения мощности дозы в угловых координатах φ и θ . Сумма этих нормированных значений для всех направлений измерений определяет общий вклад в мощность дозы в точке расположения детектора от излучения, пришедшего из области сканирования. Если бы сканирование осуществлялось в

геометрии 4π, то упомянутая сумма соответствовала бы мощности дозы в точке расположения детектора, которую можно определять путем прямого измерения стандартным дозиметром. На Рисунке 2.10 представлен пример полученного таким способом распределения мощности эквивалентной дозы от загрязненного оборудования в мкЗв/ч.

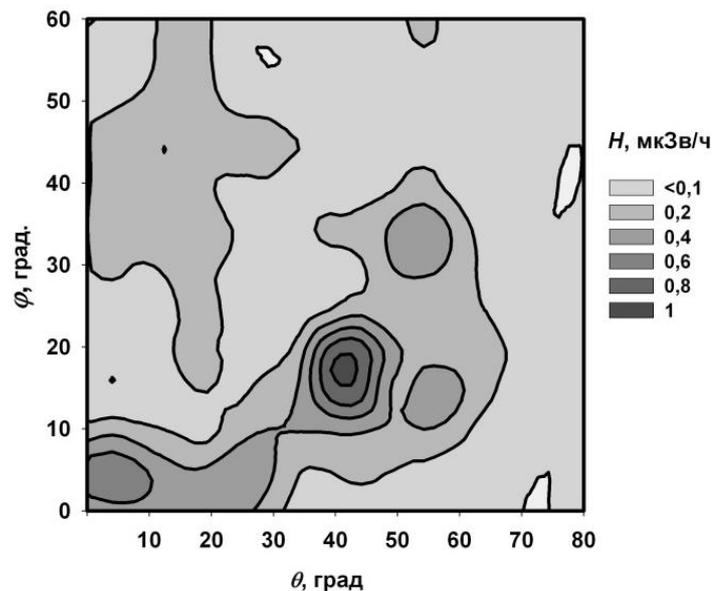


Рисунок 2.10 - Распределение мощности дозы от загрязненного оборудования

Суммарная мощность дозы от оборудования, попавшего в область сканирования, составила 44,9 мкЗв/ч. На Рисунке 2.10 видно, что наибольший вклад в мощность дозы вносят несколько источников излучения. Имея информацию о распределении мощности дозы, можно показать, что если убрать эти источники, то суммарная мощность дозы составит 22,4 мкЗв/ч, т.е. уменьшится примерно на 50%. Измеренная стандартным дозиметром мощность дозы в точке установки прибора составила 60 мкЗв/ч. Разница между измеренной мощностью дозы и оценкой вклада из области сканирования объясняется тем, что в область сканирования попало не все технологическое оборудование обследуемого помещения.

Спектрометрическая система для измерений под водой

Для ИЯР бассейнового типа, либо тех, в составе которых имеется бассейн выдержки ОЯТ, одной из задач может являться спектрометрическое обследование высокоактивных объектов (частей каналов и труб, пеналов), расположенных на дне и вдоль бортов бассейна-хранилища на предмет наличия урансодержащих просыпей и частей разрушенных ТВЭЛов, т.е. обнаружение облученного ядерного топлива в изучаемых высокоактивных объектах и донных отложениях. Для решения этой задачи была разработана подводная спектрометрическая система с коллимированным полупроводниковым детектором на основе кристалла CdZnTe (CZT). В этой системе используются сменные детекторы с объемом кристалла 60 и 20 мм³ и многоканальный анализатор InSpector 2000 (Canberra Industries, Inc.). Принцип обнаружения урансодержащих материалов основан на выявлении пиков характеристического излучения урана в спектрах измерения в области энергий 95÷115 кэВ. На Рисунке 2.11 показан общий вид подводной спектрометрической системы, использованной для обследования бассейнов реактора МР. На момент проведения измерений уровень воды в соединенных между собой бассейнах достигал 9 м относительно дна бассейна реактора, поэтому спектрометрическая система была снабжена подводной видеокамерой для визуального определения условий измерений на дне бассейна и получения подробной информации об исследуемых объектах.

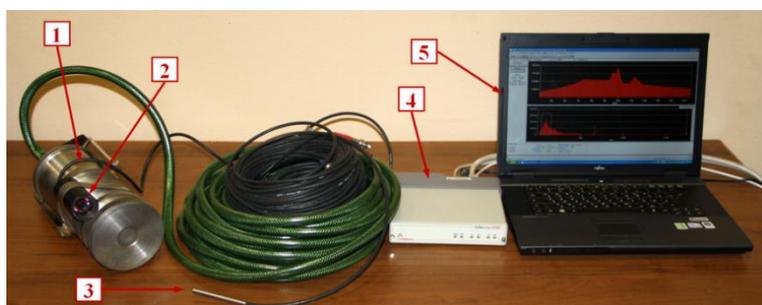


Рисунок 2.11 - Общий вид подводной спектрометрической системы,

1 – защита и коллиматор детектора; 2 – видеокамера; 3 – спектрометрический детектор; 4 – анализатор InSpector 2000; 5 – компьютер.

Толщина свинцовой защиты детектора составляет 40 мм, а диаметр канала коллиматора – 20 мм. Внутренняя поверхность канала коллиматора имеет

защитный слой из кадмия толщиной 2 мм. Этот защитный слой поглощает характеристическое излучение свинца, которое возникает под воздействием внешнего излучения радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co . Кристалл детектора расположен на оси симметрии защиты, которая имеет цилиндрическую форму, и удален на 120 мм от нижнего уровня корпуса измерительного блока. Полный апертурный угол зрения коллиматора равен 12° . Общий вес детекторного блока спектрометрической установки составляет 25 кг. Положение измерительного блока относительно дна и элементов конструкции реактора также контролируется по изображению с видеокамеры. Вертикальное (основное) рабочее положение измерительного блока позволяет проводить спектрометрические измерения просыпей и донных отложений, а также горизонтально расположенных объектов. В случае необходимости измерения вертикально расположенных объектов, например ячеек для установки каналов или подвешенных вдоль бортов бассейна пеналов с РАО, требуется перевести и зафиксировать поле зрения системы в горизонтальной плоскости.

2.4. Методы оценки количественных характеристик радиоактивных объектов

2.4.1. Методы восстановления картины распределения активности

Использование методов дистанционных измерений с помощью спектрометрической коллимированной системы позволяет получать различного рода информацию об особенностях формирования дозовых полей излучения в загрязненных помещениях. Информация, которую получают с помощью такой спектрометрической системы, может быть использована и для оценки активностей радионуклидов, находящихся в обследуемых помещениях [74].

Загрязненное оборудование в помещениях представляет собой распределенный источник излучения. Поскольку в этой системе используется коллимированный детектор, это позволяет регистрировать излучения с заданного направления, определяемого осью коллиматора, ориентированной поворотным

устройством. Эти направления можно связать с конкретными объектами, находящимися в помещении, что дает возможность оценить степень и характер распределения в них различных радиоактивных изотопов.

При обследовании технологических помещений в спектрометрической коллимированной системе использовался спектрометрический детектор на основе сцинтилляционного кристалла CsI(Tl) объемом 20 см^3 . По результатам измерений (сканирования) осуществляется реконструкция (восстановление) картины распределения активности радионуклидов в загрязненных помещениях двумя методами. Один из них можно назвать методом поверхностного распределения активностей, другой – объемного распределения.

Первый метод основан на определении активности эквивалентного поверхностного псевдоисточника с дополнительным стальным фильтром, имитирующим ослабление излучения оборудованием внутри помещения. На Рисунке 2.12. приведена условная схема реализации данного метода.

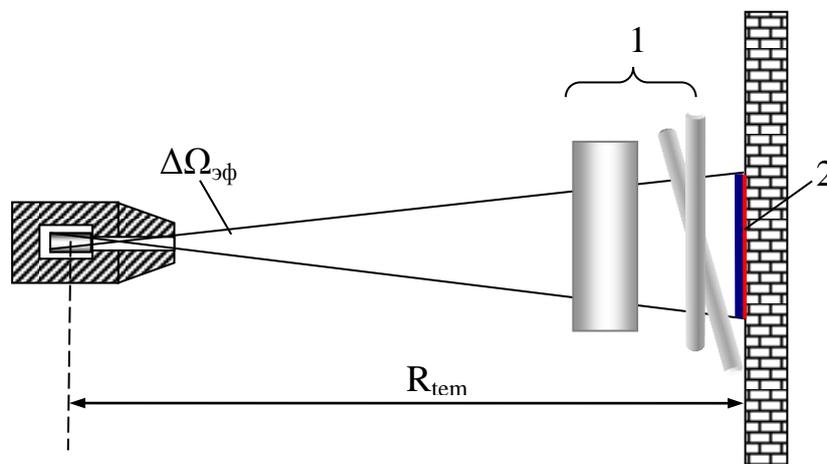


Рисунок 2.12 - Схема реализации метода поверхностного распределения активности. 1 – загрязненное технологическое оборудование (система трубопроводов и т.п.); 2 – эквивалентный поверхностный источник (красный цвет) с дополнительным стальным фильтром (синий цвет).

Произвольной (неопределенной) в этом подходе является толщина дополнительного стального фильтра, который поглощает часть излучения.

Второй метод основан на замене загрязненного оборудования гомогенизированной средой с равномерным (в пределах телесного угла зрения коллиматора $\Delta\Omega_{\text{эф}}$) объемным источником, активность которого должна быть такой, чтобы пики полного поглощения излучения ^{137}Cs или ^{60}Co соответствовал измеренным в реальной ситуации.

На Рисунке 2.13 приведена условная схема реализации этого метода оценки активности радионуклидов загрязненного оборудования. Для реализации этого метода необходимо знать массу всего оборудования в обследуемом помещении, т.к. объемная активность эквивалентного источника будет зависеть от средней плотности гомогенизированной среды.

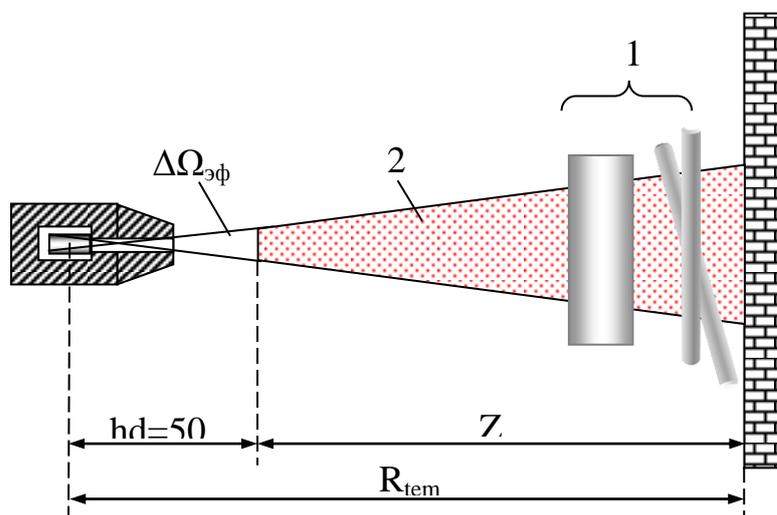


Рисунок 2.13 - Схема реализации метода объемного распределения активности. 1 – технологическое оборудование (система трубопроводов и т.п.); 2 – эквивалентный объемный источник с равномерным распределением активности.

На Рисунке 2.14 показан способ реализации первого метода, в котором загрязненное оборудование представлено элементами поверхностного эквивалентного источника внутри всего помещения. Изображенный на рисунке случай соответствует ситуации, когда шаг сканирования равен эффективному углу коллиматора. Однако при реальных измерениях это условие не выполняется, тем не менее, возможна перенормировка элемента поверхностного источника, определяемого телесным углом коллиматора, на элементы источника,

соответствующие телесному углу, зависящему от угловых шагов сканирования $\Delta\vartheta$ и $\Delta\varphi$. Эта процедура будет описана ниже.

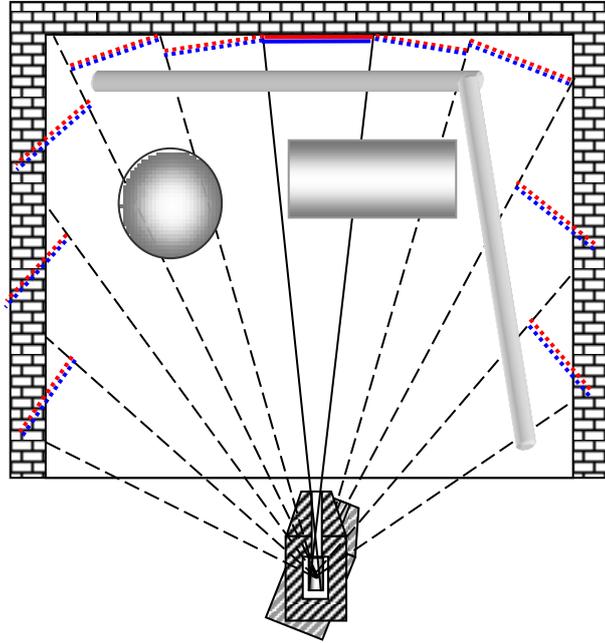


Рисунок 2.14 - Схема представления распределенного источника (загрязненное оборудование) эквивалентным поверхностным (обозначено красным цветом) при сканировании помещения коллимированной спектрометрической системой

Аналогичная схема замены загрязненного оборудования объемным источником (второй метод) показана на Рисунке 2.15. Для реализации и первого, и второго методов нужна информация о параметрах $R_{\text{тем}}$ и $\Delta\Omega_{\text{эф}}$. Экспериментальный способ определения $\Delta\Omega_{\text{эф}}$ описан в [68], а $R_{\text{тем}}$ вычисляется по угловым координатам ориентации оси коллиматора ϑ и φ , а также по заданным геометрическим параметрам обследуемого помещения (ширина, высота и т.п.).

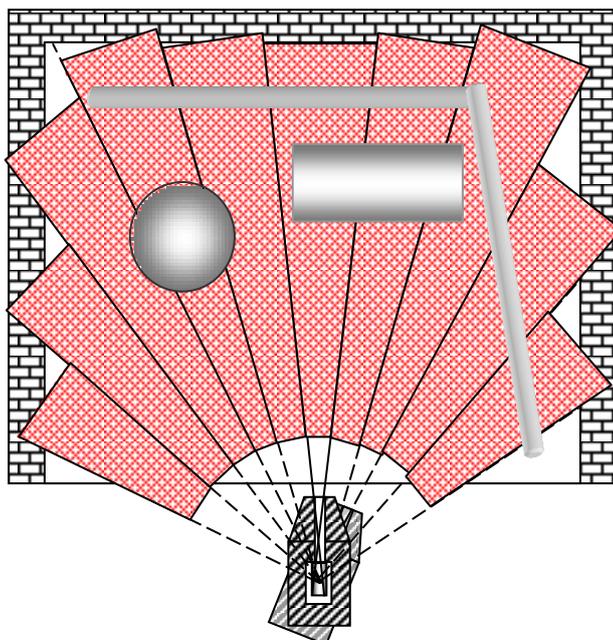


Рисунок 2.15 - Схема замены распределенного источника (загрязненное оборудование) эквивалентным объемным источником (обозначено красным цветом) при сканировании помещения коллимированной спектрометрической системой

2.4.2. Калибровка спектрометрической коллимированной системы для оценки активности радионуклидов загрязненных помещений

На примере радионуклида ^{137}Cs рассмотрим процесс калибровки коллимированной спектрометрической системы. Калибровка спектрометрического коллимированного детектора системы сводится к определению коэффициента пропорциональности (калибровочной константы) между скоростью счета в пике полного поглощения n_{Cs} , и поверхностной или объемной активностью источника (A_{Cs}^S или A_{Cs}^V), т.е.

$$n_{Cs} = as_{Cs} \cdot A_{Cs}^S, \quad (2.1)$$

для первого метода и

$$n_{Cs} = av_{Cs} \cdot A_{Cs}^V, \quad (2.2)$$

– для второго. Здесь as_{Cs} и av_{Cs} – соответствующие калибровочные константы.

Для реализации этих двух методов оценки активности радионуклидов была разработана математическая модель спектрометрического коллимированного детектора системы, основанная на методе Монте-Карло. Эта модель позволяла рассчитывать указанные выше калибровочные константы $as_{Cs}^{\text{расч}}$ и $av_{Cs}^{\text{расч}}$.

Для верификации модели и рассчитанных калибровочных констант был реализован эксперимент, схема которого приведена на Рисунке 2.16. В этом эксперименте расстояние между детектором и плоским источником (1) выбиралось таким образом, чтобы его размеры превышали область перекрытия телесным углом коллиматора. Затем по аппаратурному спектру определялась скорость счета $n_{Cs}^{\text{эксп}}$ в пике полного поглощения, нормированная на единичную поверхностную активность источника.

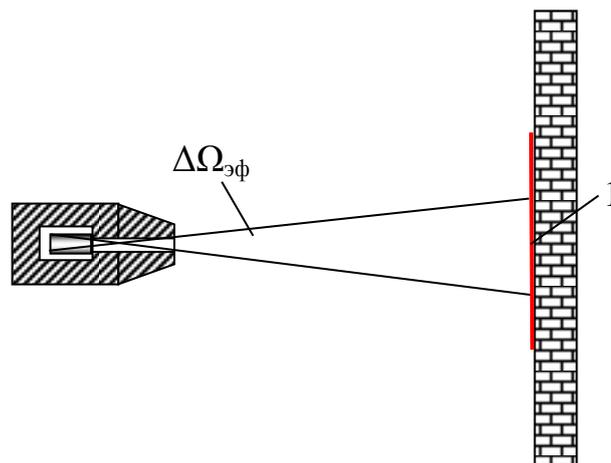


Рисунок 2.16 - Схема модельного эксперимента для верификации рассчитанных калибровочных констант. 1 – плоский источник с заданной поверхностной активностью.

Далее для геометрии эксперимента (Рисунок 2.16) по программе Монте-Карло рассчитывался аппаратурный спектр и определялась скорость счета в пике полного поглощения $n_{Cs}^{\text{расч}}$ для плоского источника единичной поверхностной активности. Такая информация позволила ввести коэффициент коррекции, определяемый по формуле:

$$K_{cor} = \frac{n_{Cs}^{эксп}}{n_{Cs}^{расч}}. \quad (2.3)$$

В дальнейшем этот коэффициент использовался для коррекции рассчитанных калибровочных констант $as_{Cs}^{расч}$ и $av_{Cs}^{расч}$, применяя соотношения:

$$as_{Cs} = as_{Cs}^{расч} \times K_{cor}. \quad (2.4)$$

и

$$av_{Cs} = av_{Cs}^{расч} \times K_{cor}. \quad (2.5)$$

Аналогичная процедура осуществлялась для радионуклидов ^{60}Co .

При реализации второго метода оценки активностей радионуклидов, т.е. когда загрязненное оборудование заменяется эквивалентными объемными источниками, необходимо учитывать самопоглощение, которое в свою очередь зависит от плотности среды ρ . Калибровочные константы в общем случае зависят от двух параметров: $av_{Cs,Co}(\rho, Z0)$, поэтому они рассчитывались для набора значений плотностей ρ и различных толщин слоя $Z0$ (смотри Рисунок 2.15). Полученные зависимости представлены на Рисунках 2.17 и 2.18. Для дальнейшего использования эти зависимости аппроксимировались полиномами 3-й степени, т.е. представлялись в виде:

$$av_{Cs}(\rho_j, Z0) = \sum_{i=0}^3 b_i(\rho_j) \cdot Z0^i, \quad (j=1,2,\dots,6). \quad (2.6)$$

Для ориентации оси коллиматора детектора, определяемой азимутальным и полярным углами φ и ϑ , при заданных геометрических размерах помещения и известном расположении в нем прибора легко вычисляется расстояние R_{tem} от детектора до ближайшей стены помещения, а значит, и соответствующий параметр $Z0 = R_{tem} - hd$. Плотность среды ρ оценивается массой оборудования (эта информация, как правило, берется из архивных данных) и объемом обследуемого помещения. Поскольку формула (2.6) определяет калибровочную константу

только для дискретных значений ρ_j , то для реальных значений плотности калибровочная константа находится методом интерполяции.

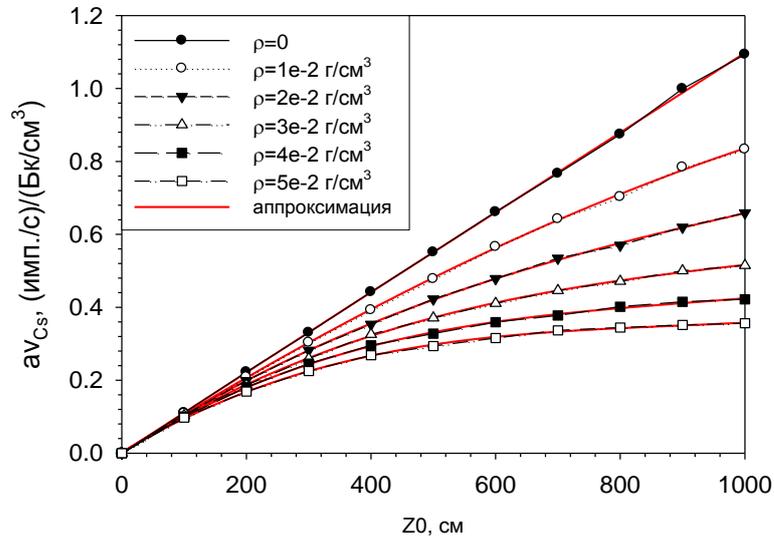


Рисунок 2.17 - Зависимости калибровочных коэффициентов aV_{Cs} от толщины гомогенизированного слоя источника Z_0 единичной объемной активности ^{137}Cs для различных плотностей среды. Красные линии – аппроксимации зависимостей полиномами 3-й степени.

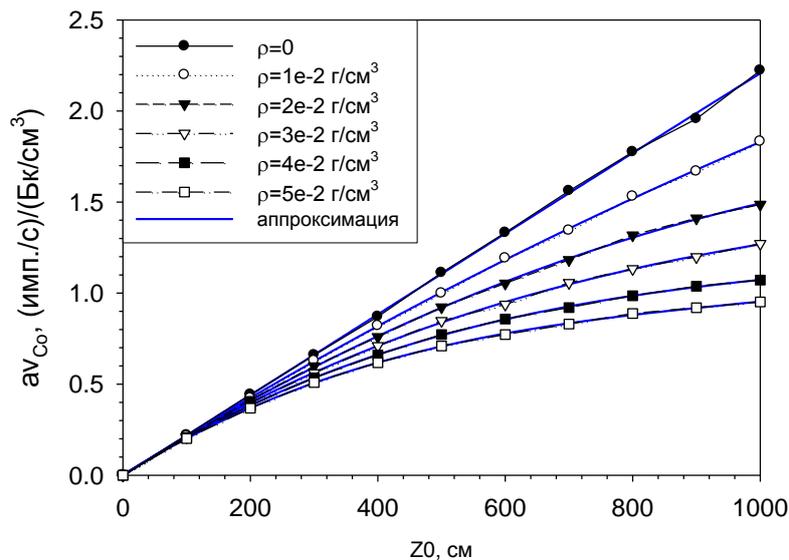


Рисунок 2.18 - Зависимости калибровочных коэффициентов aV_{Co} от толщины гомогенизированного слоя источника Z_0 единичной объемной

активности ^{60}Co для различных плотностей среды. Синие линии – аппроксимации зависимостей полиномами 3-й степени.

2.4.3. Визуализация распределения активности радионуклидов по результатам сканирования и оценка их общей активности внутри обследуемого помещения

Результатом единичного измерения коллимированной спектрометрической системой (измерение при заданной ориентации оси коллиматора) является аппаратный спектр, типичный вид которого при наличии двух источников излучения ^{137}Cs и ^{60}Co показан на Рисунке 2.19.

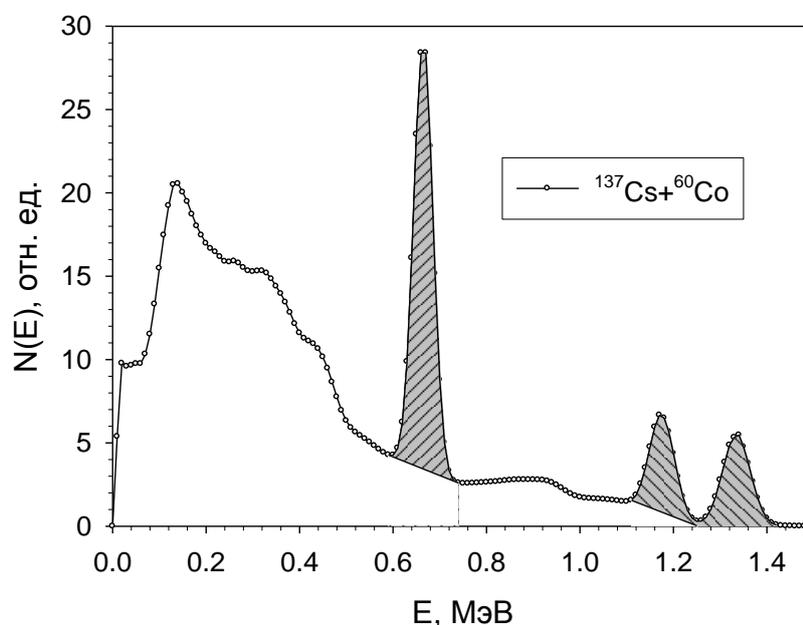


Рисунок 2.19 - Аппаратный спектр излучения радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co . Заштрихованные области определяют скорость счета в пиках полного поглощения.

Такие спектры получают, проводя два измерения при одной и той же ориентации оси коллиматора детектора, например, с угловыми координатами φ_j и ϑ_i . Одно измерение проводится с открытым коллиматором, другое – с заглушкой. Это позволяет исключить влияние боковой «подсветки», т.е. зарегистрированное детектором излучение, прошедшее через защиту. Достигается это путем

получения разностного спектра. Затем в разностном спектре выделяют области пиков полного поглощения (на Рисунке 2.19 они, за вычетом фоновой подложки, изображены заштрихованными областями) для определения их скоростей счета, т.е. величин n_{Cs}^{ij} и n_{Co}^{ij} .

Для первого метода активность радионуклидов, попавших в поле зрения коллиматора детектора, т.е. в пределах телесного угла $\Delta\Omega_{\text{эф}}$, будет определяться по формуле (2.7):

$$A_{Sij} = \frac{1}{as_{Cs,Co}} \times n_{Cs,Co}^{ij} \cdot \Delta\Omega_{\text{эф}} \cdot R_{ij}^2, \quad (2.7)$$

а для второго метода – по формуле (2.8):

$$A_{Vij} = \frac{1}{av_{Cs,Co}} \times n_{Cs,Co}^{ij} \cdot V_{ij}. \quad (2.8)$$

Здесь V_{ij} - объем эквивалентного источника (смотри Рисунок 2.15), который рассчитывается в соответствии с выражениями:

$$V_{ij} = \frac{1}{3}(R_{ij} - hd)(S_1 + \sqrt{S_1 \cdot S_{2ij}}) + S_{2ij},$$

где $S_1 = \pi \cdot R_1^2$ и $R_1 = hd \cdot \text{tg } \mathcal{G}_{\text{эф}}$;

$$S_{2ij} = \pi \cdot R_{2ij}^2 \text{ и } R_{2ij} = R_{ij} \cdot \text{tg } \mathcal{G}_{\text{эф}}.$$

Поскольку угол раствора коллиматора детектора прибора, как правило, не совпадает с угловым шагом сканирования, например, больше $\Delta\vartheta$ и $\Delta\varphi$, то в последовательности соседних измерений возникает перекрытие областей зрения коллиматора. Для наглядности эта ситуация изображена на Рисунке 2.20.

Чтобы избавиться от таких перекрытий, результаты измерений в каждой точке нужно перенормировать на телесный угол, соответствующий угловому шагу сканирования $\Delta\vartheta$ и $\Delta\varphi$ так, как показано на Рисунке 2.21.

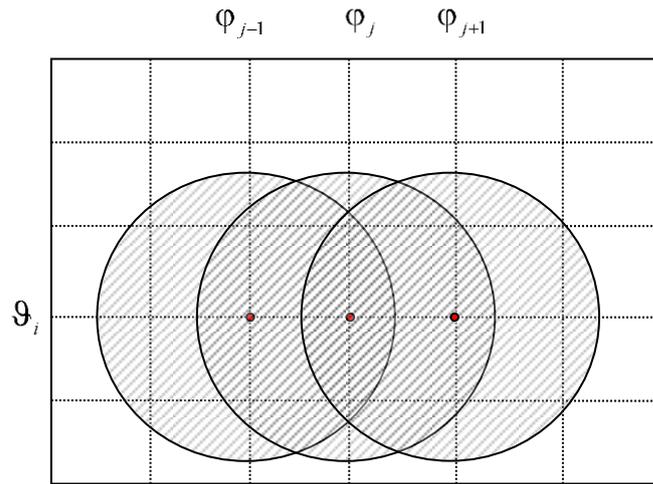


Рисунок 2.20 - Перекрывание областей зрения коллиматора спектрометрической системы, показанное на примере 3-х соседних измерений по регулярной сетке с угловыми координатами $(\vartheta_i, \varphi_{j-1})$, (ϑ_i, φ_j) и $(\vartheta_i, \varphi_{j+1})$.

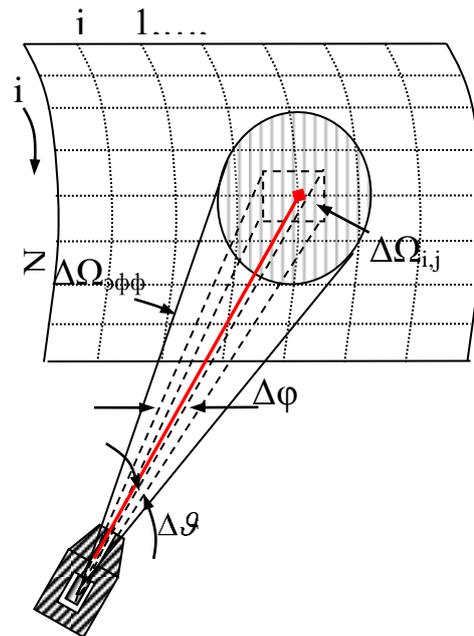


Рисунок 2.21 - Иллюстрация способа перенормировки на телесный угол $\Delta\Omega_{i,j}$ результатов измерений активности радионуклидов коллимированным детектором с углом зрения $\Delta\Omega_{эфф}$. Заштрихованная область – поле зрения коллимированного детектора.

Для первого метода эта операция сводится к использованию формулы (2.9):

$$\hat{A}_{Sij} = \frac{A_{Sij} \cdot \Delta\Omega_{ij}}{\Delta\Omega_{эфф}} = \frac{A_{Sij} \cdot \sin \vartheta_i \cdot \Delta\vartheta \cdot \Delta\varphi}{\Delta\Omega_{эфф}} = \frac{n_{Cs,Co}^{ij}}{as_{Cs,Co}} \cdot R_{ij}^2 \cdot \sin \vartheta_i \cdot \Delta\vartheta \cdot \Delta\varphi. \quad (2.9)$$

Здесь $\Delta\Omega_{ij} = \sin \vartheta_i \cdot \Delta\vartheta \cdot \Delta\varphi$, где полярный угол ϑ_i отсчитывается вертикальной оси системы координат.

Аналогично, для второго метода перенормировка потребует применения формулы:

$$\hat{A}_{vij} = \frac{A_{vij} \cdot \Delta\Omega_{ij}}{\Delta\Omega_{эфф}} = \frac{n_{Cs,Co}^{ij}}{av_{Cs,Co}} \cdot \frac{\sin \vartheta_i \cdot \Delta\vartheta \cdot \Delta\varphi}{\Delta\Omega_{эфф}}. \quad (2.10)$$

Такая перенормировка обеспечивает простую процедуру вычисления общей (суммарной) активности радионуклидов во всем обследуемом помещении или по ограниченной области сканирования. В этом случае

$$A_S^{tot} = \sum_{i,j} \hat{A}_{Sij} = \frac{\Delta\vartheta \cdot \Delta\varphi}{as_{Cs,Co}} \sum_{i,j} n_{Cs,Co}^{ij} \cdot R_{ij}^2 \cdot \sin \vartheta_i, \quad (2.11)$$

и

$$A_V^{tot} = \sum_{i,j} \hat{A}_{vij} = \frac{\Delta\vartheta \cdot \Delta\varphi}{\Delta\Omega_{эфф} \cdot av_{Cs,Co}} \sum_{i,j} n_{Cs,Co}^{ij} \cdot V_{ij} \cdot \sin \vartheta_i \quad (2.12)$$

для первого и второго методов соответственно.

В качестве примера, в Таблице 2.2 представлены результаты оценки общей активности ^{137}Cs и ^{60}Co в помещениях петлевых установок (№№ 63, 64, 67) методом поверхностного распределения активностей (рассчитанных по формуле (2.11)).

Общая активность ^{137}Cs и ^{60}Co в тех же помещениях, рассчитанная методом объемного распределения активностей (второй метод, формула (2.12)), представлена в Таблице 2.3. Масса оборудования в этих помещениях была неизвестна, поэтому оценка активности проводилась для различных вариантов, когда этот параметр варьировался в пределах от 1 до 10 т.

Таблица 2.2 - Результаты оценки общей активности ^{137}Cs и ^{60}Co в помещениях петлевых установок (№№ 63, 64, 67) методом поверхностного распределения активностей

Помещение	A_{Cs} , Бк	A_{Co} , Бк
Подвал, № 63 06.12.2011	$1,10 \times 10^8$	$7,71 \times 10^8$
Подвал, № 63 07.12.2011	$2,21 \times 10^8$	$1,23 \times 10^9$
Подвал, № 64	$2,83 \times 10^8$	$1,02 \times 10^9$
Подвал, № 67	$2,68 \times 10^8$	$1,72 \times 10^9$

В Таблице 2.3 оранжевым цветом выделены те строки, в которых результаты оценок общей активности, полученные двумя способами, практически совпадают. Синим цветом, для помещения № 64, выделен вариант, который соответствует реальному значению массы оборудования. Эта масса была определена экспериментально путем взвешивания в процессе демонтажа оборудования из этого помещения.

В целом следует отметить, что вариация весового параметра (массы оборудования) не сказывается заметным образом на результате оценки общей активности радионуклидов. Таким образом, этот параметр не является критичным, что позволяет оценивать его достаточно грубо.

Таблица 2.3 - Результаты оценки общей активности ^{137}Cs и ^{60}Co в помещениях петлевых установок (№№ 63, 64, 67) методом объемного распределения активностей

Помещение	Масса оборудования, т	A_{Cs} , Бк	A_{Co} , Бк
Подвал, № 63 06.12.2011	1,5	$1,05 \times 10^8$	$7,67 \times 10^8$
Подвал, № 63 06.12.2011	2	$1,07 \times 10^8$	$7,76 \times 10^8$
Подвал, № 63 06.12.2011	3	$1,10 \times 10^8$	$7,94 \times 10^8$
Подвал, № 63 07.12.2011	1	$2,12 \times 10^8$	$1,23 \times 10^9$
Подвал, № 63 07.12.2011	1,5	$2,18 \times 10^8$	$1,25 \times 10^9$
Подвал, № 63 07.12.2011	2	$2,23 \times 10^8$	$1,27 \times 10^9$
Подвал, № 64	1,5	$2,57 \times 10^8$	$9,66 \times 10^8$
Подвал, № 64	2	$2,62 \times 10^8$	$9,79 \times 10^8$
Подвал, № 64	3	$2,73 \times 10^8$	$1,01 \times 10^9$
Подвал, № 64	5	$2,95 \times 10^8$	$1,06 \times 10^9$
Подвал, № 64	10	$3,57 \times 10^8$	$1,22 \times 10^9$
Подвал, № 67	1,5	$2,68 \times 10^8$	$1,72 \times 10^9$
Подвал, № 67	2	$2,81 \times 10^8$	$1,82 \times 10^9$
Подвал, № 67	3	$3,04 \times 10^8$	$1,93 \times 10^9$

2.4.4. Моделирование дезактивационных работ по результатам радиационного обследования

Зная матрицу распределения активностей в помещении, можно рассчитать активность оборудования в помещении, а также рассчитать, на какую величину изменится активность оборудования в помещении, если удалить наиболее загрязненное оборудование. Проиллюстрируем это на примере сравнения расчетных данных и результатов обследования петлевой установки ПВ (помещение № 67).

По результатам расчетов активность оборудования, загрязненного радионуклидами ^{60}Co составила: $1,7 \times 10^9$ Бк.

На Рисунке 2.22 показано распределение активности ^{60}Co в помещении № 67. Красными прямоугольниками выделено наиболее загрязненное оборудование. Для того, чтобы рассчитать как изменится активность, если демонтировать это оборудование, в матрице распределения активностей обнуляются значения активностей, попадающее в прямоугольники, выделенные красным цветом и рассчитывается активность оставшегося оборудования. В результате активность загрязненного радионуклидами ^{60}Co оставшегося оборудования составит $3,1 \times 10^8$ Бк, таким образом, активность оставшегося оборудования после демонтажа наиболее загрязненных участков упадет в 5,5 раз, что приведет к снижению МЭД в помещении.

На Рисунке 2.23 показано распределение активности ^{137}Cs в помещении № 67. Красными прямоугольниками выделено оборудование, наиболее загрязненное этим нуклидом. Таким же способом были рассчитаны активности оборудования загрязненного радионуклидами ^{137}Cs до и после демонтажа наиболее загрязненного оборудования.

По результатам расчетов активность загрязненного радионуклидами ^{137}Cs в помещении № 67 составила до монтажа - $2,7 \times 10^8$ Бк, после монтажа - $2,2 \times 10^7$ Бк. В этом случае, активность оборудования после демонтажа упадет в 12 раз.

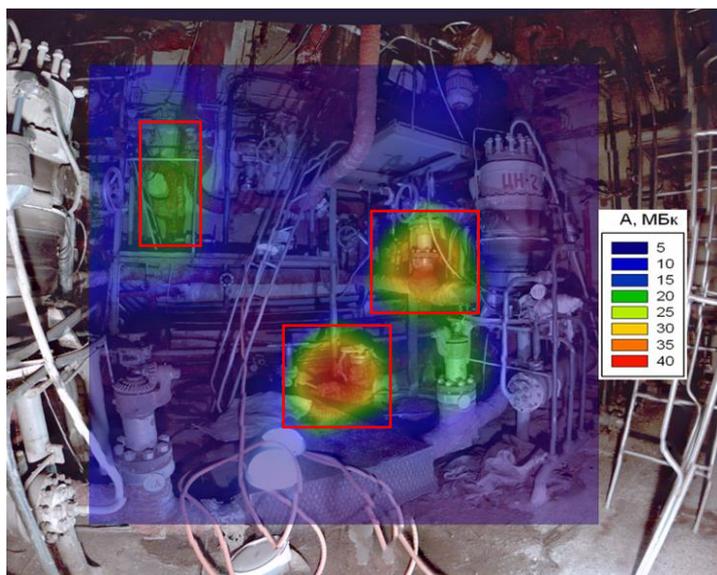


Рисунок 2.22 - Распределение активности ^{60}Co в помещении № 67

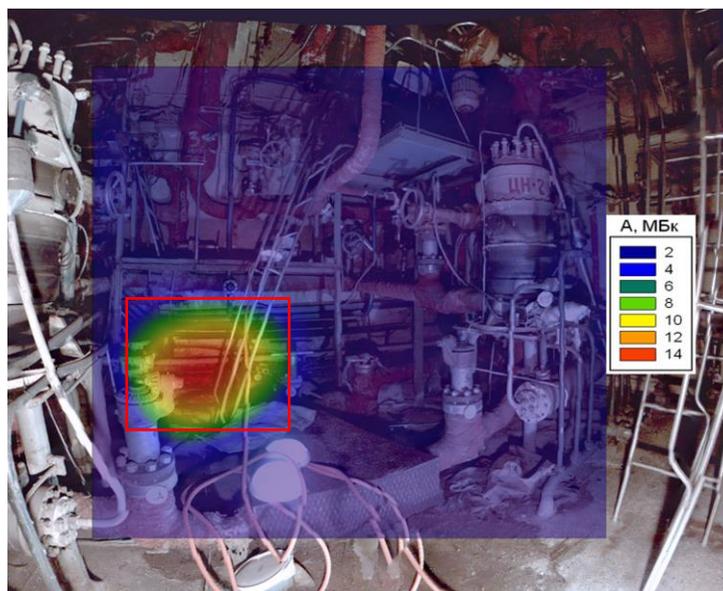


Рисунок 2.23 - Распределение активности ^{137}Cs в помещении № 67

Аналогичным образом, зная матрицу распределения дозовых полей в помещении можно рассчитать, во сколько раз изменится МЭД в точке расположения прибора, если удалить наиболее загрязненное оборудование. Для того, чтобы рассчитать как изменится МЭД, если демонтировать это оборудование, в матрице распределения дозовых полей обнуляются значения вклада в МЭД от демонтированного оборудования, попадающее в

прямоугольники, выделенные красным цветом и рассчитывается МЭД от оставшегося оборудования.

По результатам расчетов, после демонтажа наиболее загрязненного оборудования МЭД в точке установки прибора (на входе в помещение) упадет в 4,2 раза.

2.4.5. Оценка факторов взаимного влияния различных источников на формирование радиационной обстановки

На соответствующем этапе проекта вывода из эксплуатации в центральном зале реактора МР было предусмотрено проведение работ по демонтажу внутри корпусных конструкций реакторов МР и РФТ. Технология работ предусматривала демонтаж крупных фрагментов внутрикорпусных устройств реакторов с последующим перемещением в бассейн-хранилище и фрагментацией на транспортабельные части под слоем воды, для минимизации образования радиоактивных аэрозолей в воздушной среде.

Радиационная обстановка в реакторном зале реактора МР в районе бассейна-хранилища в значительной степени определялась наличием в бассейне конструкций петлевых каналов, гамма-излучение которых обусловлено как продуктами деления, так и продуктами активации материалов (Рисунок 2.24 а).

После выгрузки радиоактивных объектов из бассейна-хранилища основными факторами, влияющими на формирование радиационной обстановки в районе бассейна, стала вода бассейна и материал облицовки (нержавеющая сталь), загрязненные радионуклидами (Рисунок 2.24 б).

Для обеспечения радиационной безопасности персонала, занятого демонтажом оборудования, было необходимо снизить интенсивность гамма-излучения в зоне проведения работ.

Спектрометрическое обследование бассейна-хранилища показало, что дозообразующим нуклидом, как в воде бассейна, так и на загрязненной поверхности облицовки бассейна является ^{137}Cs .



а)

б)

Рисунок 2.24 - Вид бассейна-хранилища перед началом работ по его очистке (а) и после удаления конструкций петлевых каналов (б)

Оценка вклада в радиационную обстановку от этих источников проводилась по программе MICROSHILD (версия 8.03).

Расчеты выполнялись для разных вариантов загрязненности воды, поверхности облицовки и количества воды в бассейне, а именно:

- удельная активности воды бассейна – $1,2 \times 10^5$ - $1,5 \times 10^6$ Бк/л;
- загрязненность поверхности облицовки - $2,0 \times 10^7$ - $1,2 \times 10^8$ Бк/м²;
- уровень воды в бассейне (до края бассейна) - от 1 до 5м;

Результаты расчета мощностей доз на краю бассейна-хранилища для максимальных исходных данных приведены на Рисунке 2.25.

Приведенные на Рисунке 2.25 результаты расчета показывают следующее:

- при исходных уровнях активности воды ($1,5 \times 10^6$ Бк/л) и загрязненности поверхностей ($1,7 \times 10^8$ Бк/м²) максимальные значения мощностей доз на краю бассейна (при уровне воды до края бассейна, равном 1 м) одного порядка как от воды, так и от поверхностей облицовки;

- при понижении уровня воды вклад в дозу за счет загрязненных поверхностей увеличивается и при уровнях воды более 3 м до края бассейна становится определяющим.

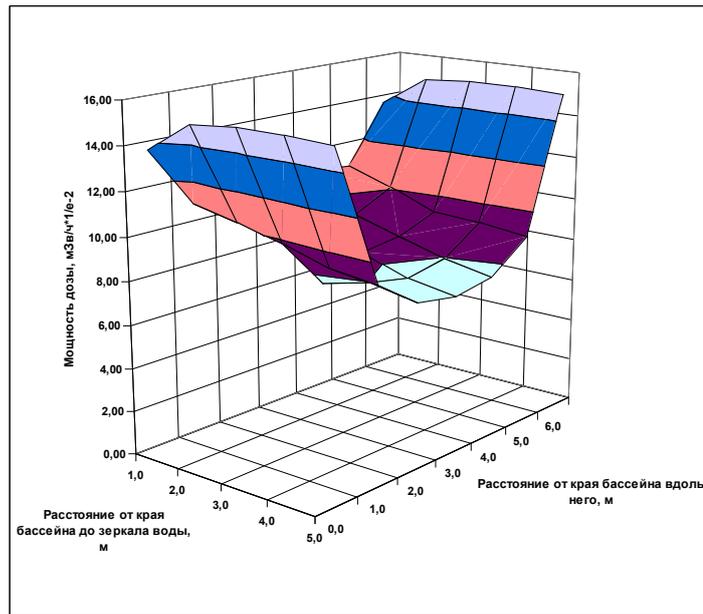


Рисунок 2.25 - Мощность дозы гамма-излучения в зависимости от уровня воды в бассейне и от местоположения по длине бассейна при поверхностной загрязненности облицовки бассейна ^{137}Cs – $1,2 \times 10^8$ Бк/м² и при удельной активности ^{137}Cs в воде бассейна- $1,5 \times 10^6$ Бк/л

2.5. Особенности применения дистанционных методов при радиационном обследовании реакторного комплекса МР и РФТ

2.5.1. Территория реакторного комплекса

Для временного хранения РАО, которые образовывались при эксплуатации и реконструкции реакторов МР и РФТ, на территории реакторного комплекса было организовано одиннадцать временных хранилищ радиоактивных отходов. В 2003 году традиционным методом пошаговой съемки было выполнено первичное радиационное обследование территории ВХРАО и санитарно-гигиеническое обследование грунта. Гамма-съемка производилась по параллельным профилям с расстоянием между профилями 5 м в контрольных точках (расстояние между точками 5 м). В контрольных точках было проведено измерение мощности дозы гамма-излучения на высоте 0,1 м и измерение бета-загрязнений поверхности почвы. Результаты измерений сведены в карты распределения мощности

эквивалентной дозы на высоте 0,1 м и распределения потока бета-излучения от земной поверхности. Диапазон МЭД – 0,1÷1,4 мкЗв/ч. Диапазон значений поверхностной бета-загрязненности земли составил 0÷5 част/см²·мин.

На этапе подготовки реакторов МР и РФТ к выводу из эксплуатации были ликвидированы десять временных хранилищ радиоактивных отходов и проведена реабилитация площадки их расположения. Во время проведения работ радиационная обстановка на ВХРАО постоянно менялась в связи с извлечением больших объемов РАО из хранилищ, заполнением контейнеров и их перемещением на накопительные площадки перед отправкой на хранение на полигон специализированной организации. В этих динамически меняющихся условиях контроль радиационной обстановки на площадке ВХРАО и периодическое обследование площадки осуществлялось методами дистанционного радиационного обследования с помощью установки «Гамма-локатор» [75].

При обследовании измерительная головка «Гамма-локатора» перемещалась с помощью поворотного устройства по выбранной угловой траектории с угловым шагом, примерно равным углу зрения коллиматора. В каждой точке траектории измерялся спектр. Сканирование охватывало все области пространства, которые могли включать источники излучения. После сканирования по измеренным спектрам рассчитывалась дифференциальная составляющая мощности эквивалентной дозы, вносимая отдельными областями исследуемого пространства. Предварительно по измеренному при калибровке аппаратурному спектру вычислялась функция спектральной чувствительности детектора, зависящая от энергии падающего излучения. Эта функция определялась для каждого используемого детектора и коллиматора. После этого дифференциальная составляющая МЭД рассчитывалась простым интегрированием по энергии аппаратурного спектра, умноженного на функцию спектральной чувствительности детектора. Полученное значение корректировалось по данным интегрального дозиметра, установленного в точке расположения «Гамма-локатора».

Полученные первичные данные измерений представлялись в табличном виде, а также в виде отдельных изображений поля зрения «Гамма-локатора» с наложением текстовой информации, как показано на Рисунке 2.26.



Рисунок 2.26 - Представление первичных данных измерений «Гамма-локатора»

Хранилище высокоактивных РАО

На территории реакторного комплекса находится хранилище высокоактивных отходов (ВАО). Хранилище предназначено для временного хранения средне- и высоко-активных отходов, относящихся к группе «р» - реакторные, перед отправкой на захоронение в специализированную организацию. Отходы группы «р» состоят из фрагментов реакторных конструкционных материалов, фрагментов, образующихся в процессе изготовления металлографических образцов. Хранилище ВАО представляет собой заглубленный в землю бетонный монолит, в котором установлены стальные каналы (ячейки хранилища) глубиной 4 м в количестве 127-и каналов пяти разных диаметров. Ячейки хранилища закрываются бетонными пробками.

Хранилище оборудовано защитным сооружением, состоящим из стен из бетонных блоков толщиной 600 мм и верхнего перекрытия из бетонных плит толщиной 170 – 200 мм, обеспечивающих биологическую защиту при выполнении работ с высокоактивными пенами, а также съемной металлической кровлей для защиты от атмосферных осадков.

Отходы, упакованные в металлические пеналы, помещались в специальные защитные контейнеры, предназначенные для транспортирования высокоактивных отходов, доставлялись в хранилище и размещались в его ячейках.

На предварительном этапе реализации проекта вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ предусмотрена инвентаризация РАО, находящихся в хранилище ВАО и освобождение ячеек для размещения в них высокоактивных отходов, возникающих в процессе демонтажа оборудования реактора.

Обследование содержимого ячеек хранилища выполнялось с помощью радиометрического комплекса «Гамма-Пионер», «Гаммавизора» и «Гамма-локатора», а также ДУМ, и включало извлечение пеналов из ячеек и измерение распределения активности по длине пенала. ДУМ использовались и для упаковки низко- и средне-активных отходов в контейнеры.

Измерения и управление ДУМ производились персоналом, располагавшимся вне помещения хранилища за радиационной защитой. Контроль операций осуществлялся с помощью стационарной видеосистемы, измерения выполнялись дистанционными методами определения спектральных характеристик гамма-излучения пеналов, распределения активности и локальной мощности дозы по длине пенала, системами получения гамма-изображений излучающих объектов.

Схема расположения оборудования при инвентаризации пеналов с высокоактивными отходами представлена на Рисунке 2.27

Оценка активности пеналов проводилась в предположении ее равномерного распределения по объему упаковки. При проведении измерений с расстояния не менее чем в 4 раза больше максимального линейного размера источника, неравномерность распределения активности дает небольшую ошибку в расчеты

активности пенала [76]. Зная оценку активности пенала и характеристики контейнеров, можно выбрать необходимый тип контейнера для упаковки, чтобы соблюсти транспортные нормы по МЭД для перевозки РАО.



Рисунок 2.27 - Расположение измерительного оборудования при сканировании пеналов с высокоактивными отходами

1 – радиометрический комплекс «Гамма-Пионер»; 2 – «Гаммавизор»; 3 – «Гамма-локатор»; 4 – измеряемый пенал.

Для измерений распределений радиоактивности по длине пеналов использовались «Гаммавизор» и радиометрический комплекс «Гамма-Пионер», включающий коллимированный детектор гамма-излучения, установленный на дистанционно-управляемое робототехническое средство «BROKK-90». С помощью «Гаммавизора» получали гамма-изображение пенала, совмещенное с его видеоизображением.

Сканирование пеналов производилось путем опускания пенала в ячейку перпендикулярно оси коллимированного детектора комплекса «Гамма-Пионер». Данные измерений заносились в память компьютера и в дальнейшем обрабатывались в лабораторных условиях. По результатам измерений строились графики распределения мощности эквивалентной дозы в телесном угле коллиматора детектора (в случае простого спектрального состава излучения и наличия дозообразующего радионуклида, эта величина характеризует его

активность) по длине пеналов. Полученные распределения сравнивались с распределениями потока излучения, полученными с помощью «Гаммавизора» (Рисунок 2.28).

Активность пеналов в основном определялась радионуклидами ^{137}Cs и ^{60}Co . Однако в некоторых пеналах помимо ^{137}Cs и ^{60}Co присутствовал радионуклид ^{94}Nb ($T_{1/2}=2\times 10^4$ лет), имеющий две линии излучения с энергией $E_\gamma=702,622$ кэВ ($I_\gamma=100\%$) и $E_\gamma=871,091$ ($I_\gamma=97,9\%$).

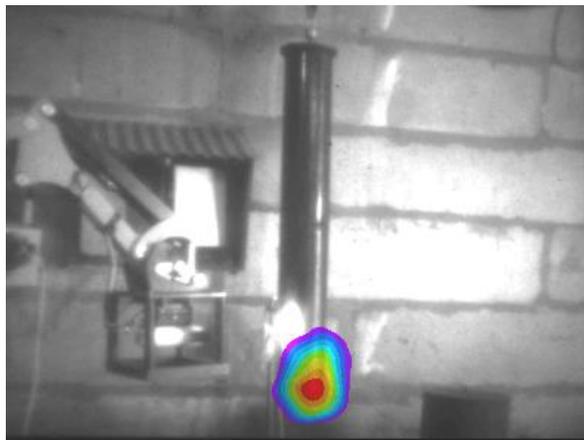


Рисунок 2.28 – Гамма-изображение пенала с ВАО, полученное «Гаммавизором»

Управление ДУМ в условиях прямой видимости осуществлялось при проведении подготовительных и промежуточных операций. При подъеме пенала из ячейки работы выполнялись дистанционно, для контроля выполнения операций использовались мониторы видеосистем. Пост дистанционного управления дистанционно-управляемыми механизмами размещался за стеной хранилища в специальном помещении.

С помощью «Гамма-локатора» со спектрометрическим полупроводниковым детектором на основе материала CdZnTl (CZT) измерялись спектры гамма-излучения отдельных пеналов. Результаты измерений показали, что в большинстве пеналов РАО содержит радионуклиды ^{137}Cs и ^{60}Co , однако, некоторые пеналы содержат и другие радионуклиды со сложным спектром гамма-

излучения. Так, например, в отдельных пеналах присутствуют только изотопы ^{154}Eu и ^{152}Eu .

Так как данное хранилище предназначено для хранения высокоактивных РАО, не содержащих отработавшее ядерное топливо, то одной из основных задач, решаемых в процессе обследования хранилища, является проведение измерений пеналов на предмет наличия в них ОЯТ, и в одном из пеналов были обнаружены материалы, содержащие изотопы урана. На спектре излучения этого пенала были зарегистрированы пики характеристического излучения урана и интенсивный пик излучения ^{137}Cs [77].

В процессе выполнения работ фиксировались максимальные мощности доз, измеренные на расстоянии 1 м от пенала, производилось измерение объемной активности воздуха в зоне работ.

На основе метода дистанционной диагностики была выполнена полная характеристика пеналов, находящихся в ячейках хранилища ВАО, без участия персонала в месте проведения работ. В соответствии с полученными данными выработан оптимальный порядок перегрузки РАО, хранящихся в ячейках хранилища, с целью высвобождения наибольшего количества ячеек для последующей загрузки в них РАО, образующихся при демонтаже реакторов МР и РФТ. Как результат, более 40 ячеек хранилища полностью освобождено для временного размещения отходов категорий САО и ВАО, которые образуются при выводе из эксплуатации реакторов МР и РФТ.

2.5.2. Технологические помещения реактора МР

Реактор МР был оснащен девятью петлевыми установками, представлявшими собой модели ядерных реакторов различного типа и назначения и позволявшие проводить исследования ТВЭЛов и ТВС в условиях, максимально приближенных к натурным (Таблица 2.4).

В технологических помещениях мощность эквивалентной дозы была обусловлена как прямым излучением загрязненных внутренних поверхностей

оборудования, так и рассеянным от стен и оборудования. План технологических помещений петлевых установок реактора показан на Рисунке 2.29.

Таблица 2.4 - Основные характеристики петлевых установок реактора

Петлевая установка	Теплоноситель	Мощность петли, кВт	Расход теплоносителя, куб. м/ч	Давлен. теплоносителя, МПа	Макс. температура теплоносителя, °С	Макс. число эксперимент. каналов
ПВЦ	Вода и пароводяная эмульсия	2000	30,0	10,0	310,0	3
АСТ	--/--	1000	30,0	10,0	310,0	2
ПВК	--/--	3000	150,0	10,0	330,0	6
ПВУ	Вода	1000	30,0	20,0	330,0	2
ПВО	--/--	2000	30,0	20,0	330,0	2
ПВ	--/--	1000	30,0	20,0	330,0	2
ПОВ	--/--	1000	30,0	10,0	330,0	2
ПВМ	Жидкий металл	1000	2,5	0,5	620,0	1
ПГ	Гелий	100	7,0	10,0	900,0	1

Для радиационного обследования загрязненного оборудования в помещениях с большими значениями МЭД использовалась модернизированная коллимированная спектрометрическая система. Прибор устанавливался на входе в помещение. Управление прибором осуществлялось по Wi-Fi связи. С управляющего компьютера задавались параметры сканирования помещения: начальная и конечная координаты сканирования, шаг сканирования, время набора спектра. Далее прибор работал в автоматическом режиме. В каждой точке сканирования в память бортового компьютера записывались координаты точки

измерения, спектр гамма-излучения и фотография помещения. После окончания сканирования с открытым коллиматором на коллиматор устанавливалась свинцовая заглушка, и проводилось повторное сканирование помещения с закрытым коллиматором. Полученные данные переписывались по Wi-Fi связи в компьютер оператора и обрабатывались в лабораторных условиях с помощью разработанных программ обработки данных.

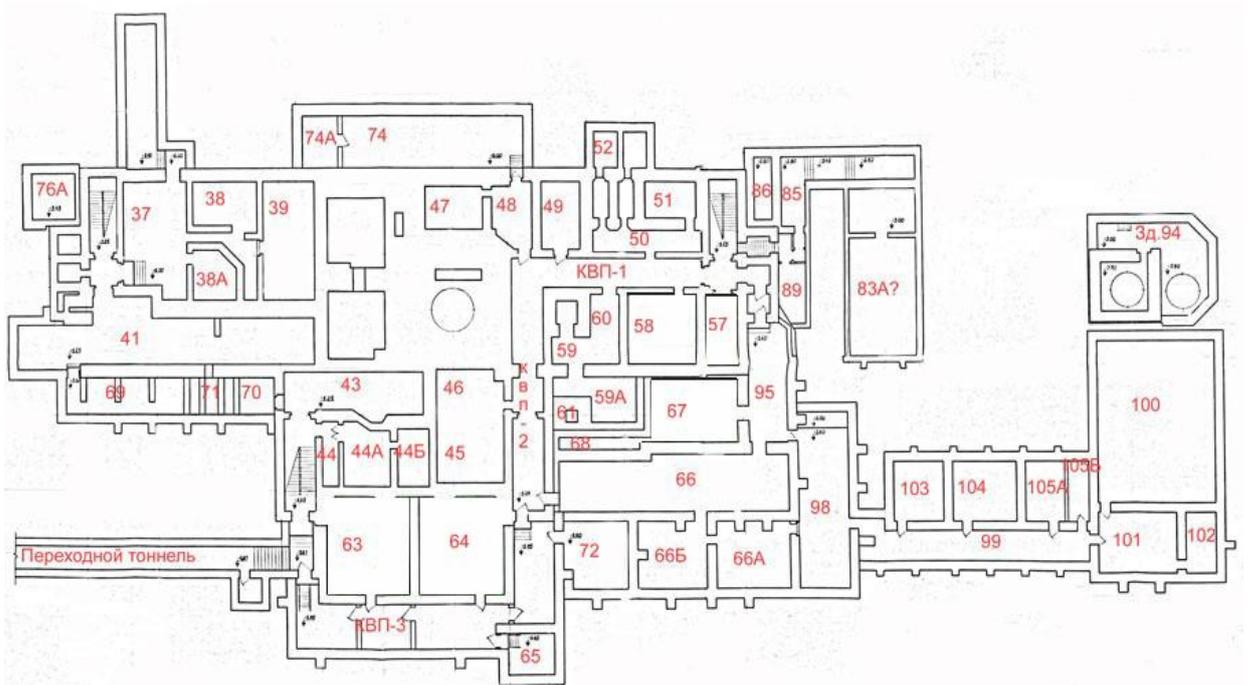


Рисунок 2.29 - План технологических помещений петлевых установок реактора МР

Для данной системы были разработаны три программы обработки данных:

1. Программа вычисления вклада по данным спектральных измерений в МЭД в точке расположения прибора от части помещения, которая попадает в угол зрения коллиматора. Способ выявления источников формирования дозовых полей излучения в помещении описан в [67]. По рассчитанным значениям с помощью программы SigmaPlot строились карты распределений вкладов в МЭД от оборудования помещения, загрязненного радионуклидом ^{60}Co и радионуклидом ^{137}Cs . Из фотографий, полученных при сканировании, монтировалась панорама помещения, на которую накладывалась карта распределения МЭД.

2. Программа вычисления активности оборудования, попавшего в угол коллимации прибора, по первому методу, описанному в Разделе 2.4. Для проведения расчетов в программе задавалась 3D картина помещения, которая включала размеры помещения (ширину, длину и высоту) координаты расположения детектора (высоту, расстояние от стен помещения), начальные и конечные координаты точек сканирования, шаг сканирования, толщину дополнительного стального фильтра. По рассчитанным значениям с помощью программы SigmaPlot строились карты распределения активности оборудования загрязненного радионуклидом ^{60}Co и радионуклидом ^{137}Cs , которые накладывалась на панорамную фотографию помещения.

3. Программа вычисления активности оборудования, попавшего в угол коллимации прибора, по второму методу, также описанному в Разделе 2.4. Для проведения расчетов в программе также задавалась 3D картина помещения с размерами и все необходимые координаты расположения детектора, начальные и конечные координаты точек сканирования, шаг сканирования, плотность равномерного объемного источника. По рассчитанным значениям с помощью программы SigmaPlot строились карты распределения активности оборудования. Эффективность методов дистанционного обследования оборудования петлевых установок реактора МР можно проиллюстрировать на примере радиационного обследования помещения петлевой установки ПВО (помещение № 63).

Для уточнения картины распределения радиоактивного загрязнения оборудования в помещении № 63 использовалась модернизированная гамма камера «Гаммавизор», снабженная вращающейся кодирующей маской. Изображения, получаемые гамма-камерой, имеют лучшее пространственное разрешение, что позволяет более точно идентифицировать источники загрязнений.

Прибор устанавливался на входе в помещение и наводился на наиболее загрязненное оборудование. На Рисунке 2.30 представлено гамма-изображение объекта, наложенное на его видеоизображение. На изображении видно, что на полу помещения находится высокоактивный источник излучения (показан

красной стрелкой), который не был найден при проведении радиационных обследований помещений и при сканировании помещения с помощью дистанционно-управляемой спектрометрической системой. Дальнейшие исследования показали, что источником излучения является сливное отверстие монжуса петлевой установки, расположенной в этом помещении.

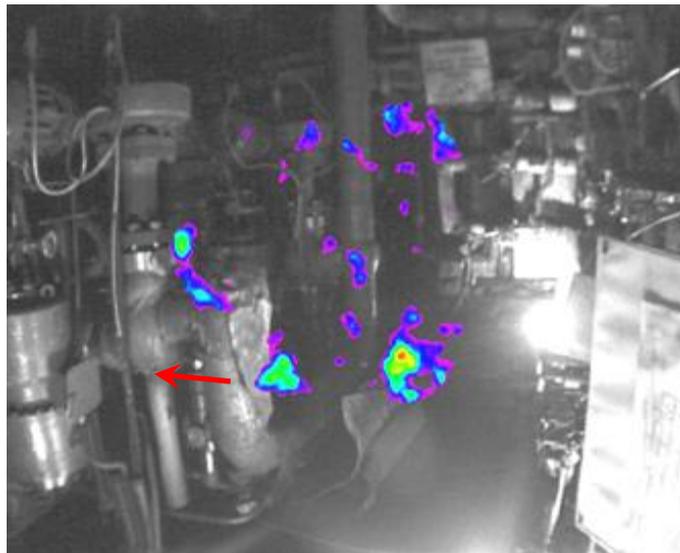


Рисунок 2.30 - Гамма-изображение помещения № 63, наложенное на его видеоизображение

Таким образом, проведение дополнительных исследований с помощью модернизированной дистанционно-управляемой гамма-камеры «Гаммавизор» с вращаемой кодирующей апертурой позволило найти источники излучений, не выявленные другими методами.

Результаты радиационного обследования технологических помещений реактора приведены в Таблице 2.5 [78].

Анализ спектрального состава гамма-излучения в технологических помещениях реактора МР показал, что оно обусловлено ^{137}Cs и ^{60}Co . По всем исследованным помещениям усредненное значение вклада в компонентный состав ^{137}Cs составляло ~55%, ^{60}Co ~ 45%, при этом доля гамма-излучения от ^{137}Cs в различных технологических помещениях составляла от 20 до ~90 % [79].

Таблица 2.5 - Результаты радиационного обследования технологических помещений и центрального зала реактора

Оборудование реактора или петлевых установок	Номер помещения	Мощность дозы от оборудования в помещении мкЗв/ч	Относительный вклад активности (в мощность дозы), %	
			¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co
Основной контур	41,69,71	3-1500	87	13
ПГ	66,66а-б	0,4-24	76	24
ПВМ	59а-б,60	2-30	53	47
ПВУ	57,58	10-510	42	58
ПОВ	64	40-3200	63	37
ПВО	63	40-2000	19	81
ПВ	67а-б	60-4300	24	76
ПВК	45,46	600-10000	56	44
АСТ	49,53	40-420	62	38
ПВЦ	50,51,52	500-16000	54	46

Градация помещений по уровню мощности дозы и составу радионуклидов приведена в Таблице 2.6.

Таблица 2.6 - Градация технологических помещений реактора по уровню мощности дозы и составу радионуклидов:

Номер помещения	Оборудование в помещении	Группа по уровню мощности дозы гамма- излучения	Состав радионуклидов
Реакторный зал	Оборудование реактора	I	^{137}Cs , ^{60}Co
41,69, 71	Контур охлаждения реактора	II	^{137}Cs , ^{60}Co
65, 66, 66а, 66б	Петли ПГ	IV	^{137}Cs , ^{60}Co
59, 59а, 60	Петли ПВМ	III	^{137}Cs , ^{60}Co , $^{210\text{m}}\text{Bi}$, ^{210}Po
57, 58	Петли ПВУ	III	^{137}Cs , ^{60}Co
64	Петли ПОВ	II	^{137}Cs , ^{60}Co
63	Петли ПВО	II	^{137}Cs , ^{60}Co
67, 67а	Петли ПВ	II	^{137}Cs , ^{60}Co
45, 46	Петли ПВК	I	^{137}Cs , ^{60}Co
49, 53	Петли АСТ	III	^{137}Cs , ^{60}Co
50, 51, 52	Петли ПВЦ	I	^{137}Cs , ^{60}Co
38,38А,38Б, 41,49А,71А, 74А,82,83	Вспомогательное оборудование	IV	^{137}Cs , ^{60}Co

Технологические помещения реактора МР в зависимости от уровня мощности дозы гамма-излучения условно разделены на четыре группы:

- I группа – помещения с высоким уровнем (мощность дозы выше 10 мЗв/ч);

- II группа – помещения со средним уровнем мощности дозы (от 1000 до 10 000 мкЗв/ч.);
- III группа – помещения с уровнем мощности дозы от 10 до 1000 мкЗв/ч;
- IV группа – помещения с низким уровнем мощности дозы (ниже 10 мкЗв/ч.).

2.5.3. Внутрикорпусные конструкции реактора МР

Распределение уровней мощностей доз гамма-излучения по глубине бассейна реактора приведено на Рисунке 2.31 [80].

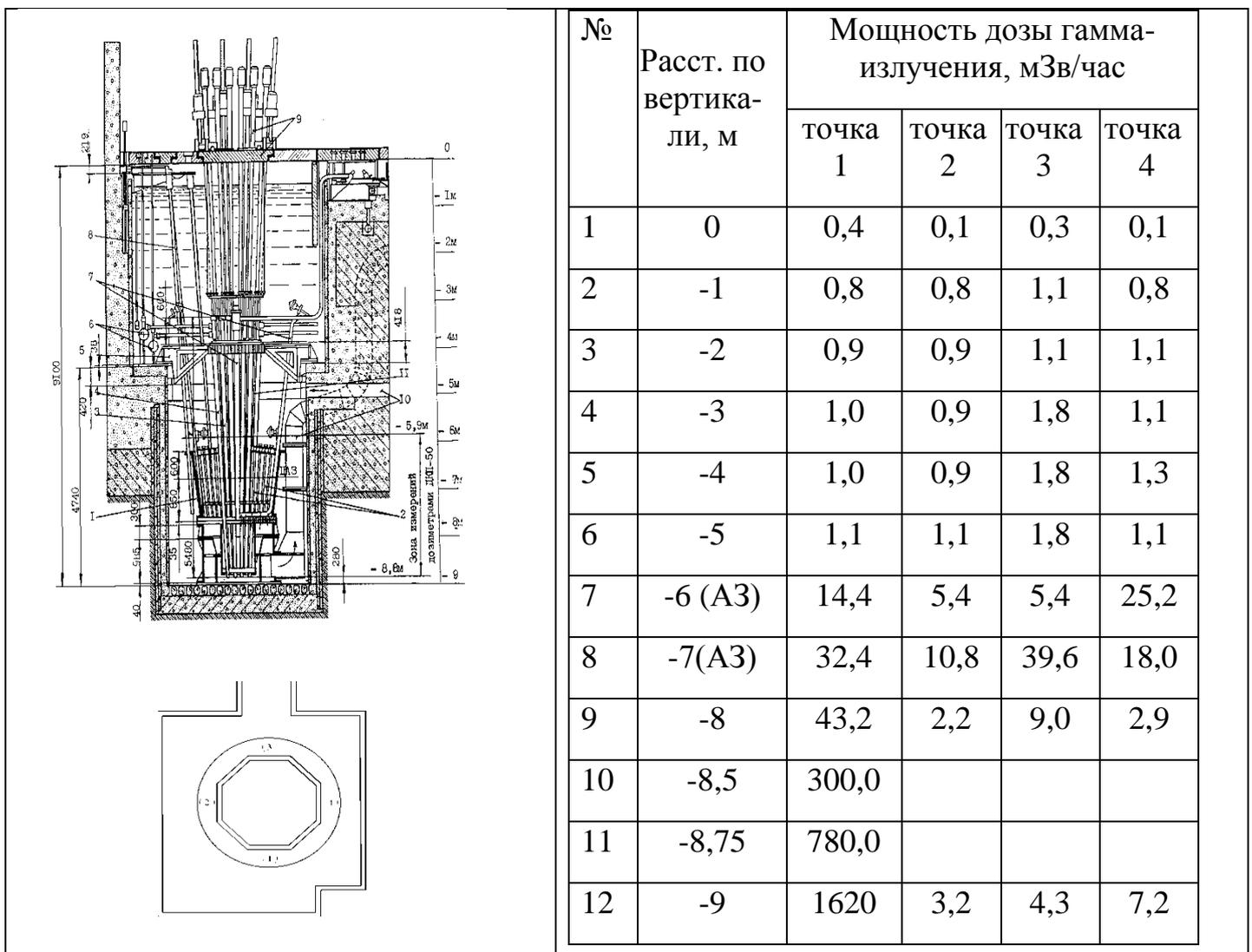


Рисунок 2.31 - Распределение мощности дозы гамма-излучения по глубине бассейна реактора МР

Наиболее мощное излучение в районе активной зоны обусловлено наведенной активностью ^{60}Co металлоконструкций внутри корпусных устройств, включая бериллиевые блоки.

В связи с тем, что невозможно провести радиационное обследование металлоконструкций реактора при нахождении в активной зоне облученного топлива, радиоактивных бериллиевых блоков и стержней системы управления защитой (СУЗ), имеющих высокий уровень гамма-излучения, была выполнена расчетная оценка накопления радионуклидов в металлоконструкциях внутрикорпусных устройств реактора МР за счет активации. Результаты расчетных оценок приведены в Таблице 2.7.

Таблица 2.7 - Оценка активности металлических конструкций в бассейне реактора МР.

Наименование оборудования	Материал	Низко-активные отходы	Средне-активные отходы	Активность,
		Менее 10^3 кБк/кг	$10^3 - 10^7$ кБк/кг	
		Вес, т		
Коллектор	1X18H9T	-	1,2	$4,5 \times 10^9$
Опора верхняя	1X18H9T	-	3,2	$4,6 \times 10^9$
Решетка	1X18H9T	-	1,9	$7,5 \times 10^{11}$
Опора нижняя	1X18H9T	-	2,2	$2,1 \times 10^{11}$
Труба всасывающая	1X18H9T	-	0,25	$2,8 \times 10^{11}$
Облицовка бассейна (от отметки -5 до -9)	1X18H9T	-	3,3	$1,9 \times 10^{11}$
Облицовка бассейна (от отметки 0 до -5)	1X18H9T	-	4,8	$1,3 \times 10^9$
Итого:		189,3	16,8	$1,4 \times 10^{12}$

Из данных таблицы следует, что в районе расположения активной зоны реактора удельная активность металлоконструкций не превышала 10^7 кБк/кг, что позволяло отнести эти металлоконструкции к разряду средне-активных радиоактивных отходов.

В 1996 году, в ходе работ по разгрузке активной зоны реактора МР, из-за опасений загрязнения помещений реактора радионуклидами ^{210}Po не была удалена тепловыделяющая сборка петлевой установки со свинцово-висмутовым теплоносителем (ПВМ). Место расположения канала петлевой установки ПВМ с облученной сборкой в активной зоне реактора представлено на Рисунке 2.32.

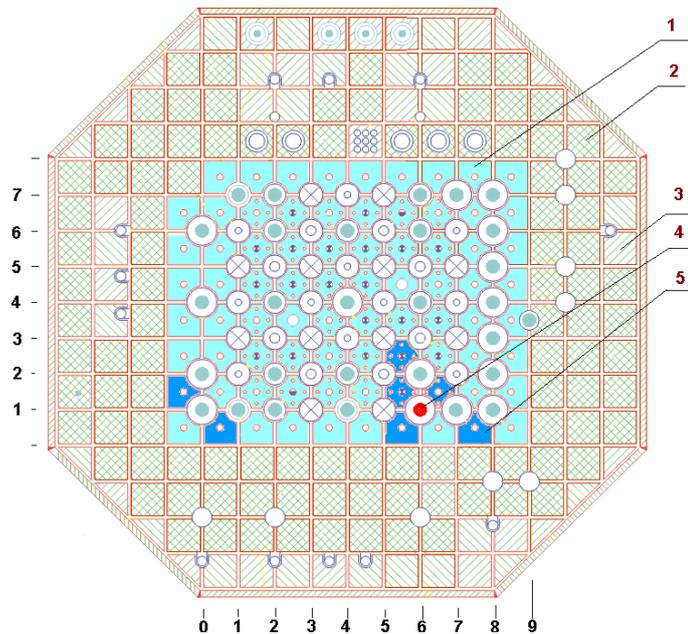


Рисунок 2.32 - Расположение тепловыделяющей сборки петлевой установки ПВМ

1 – бериллиевые блоки, 2– графитовые блоки, 3– алюминиевые блоки, 4 – канал петлевой установки ПВМ, 5–извлеченные бериллиевые блоки

Особенность Рb-Vi теплоносителя состоит в том, что в процессе эксплуатации происходит активация висмута и образование альфа-активных нуклидов: $^{210\text{m}}\text{Bi}$, ^{209}Bi и ^{210}Po . К моменту обследования после останова реактора

прошло ~18 лет и ^{210}Po , накопленный в период работы реактора, распался. Была выполнена расчетная оценка содержания $^{210\text{m}}\text{Bi}$, имеющего период полураспада 3.5×10^6 лет, и ^{210}Po в теплоносителе петлевой установки ПВМ, накопленных в период эксплуатации.

Согласно расчетной оценке, активность в Рb-Bi теплоносителе $^{210\text{m}}\text{Bi}$, а следовательно, и ^{210}Po , так как они находятся в равновесии, могла составить ~50 Бк/г.

Спектрометрический анализ отобранных проб сплава показал, что активность теплоносителя определяется альфа-излучающими нуклидами $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и ^{210}Po , а результаты измерений показали, что удельная активность $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и, соответственно, ^{210}Po составляла 40-50 Бк/г. В связи с тем, что $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и ^{210}Po являются альфа-излучающими нуклидами, допустимая среднегодовая объемная активность в воздухе для персонала составляет очень низкие значения: для $^{210\text{m}}\text{Bi}$ - 2,6 Бк/м³, для ^{210}Po – 2,7 Бк/м³. Это означало, что при разработке технологии демонтажа канала петлевой установки ПВМ, необходимо было предусматривать мероприятия, предотвращающие поступление радиоактивных аэрозолей, содержащих $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и ^{210}Po , в воздушную среду.

2.5.4. Спектрометрическое обследование объектов, находящихся в приреакторных хранилищах реактора МР

За время эксплуатации реактора МР в бассейне-хранилище было накоплено более 150-и петлевых каналов (ПК), топливо из которых было выгружено и размещено в централизованном хранилище ОЯТ. Безопасное хранение облученных петлевых каналов осуществлялось под защитным слоем воды.

В процессе эксплуатации реактора петлевые каналы располагались в активной зоне реактора, где происходила активация материала, из которого они изготовлены. В начальный период эксплуатации реактора МР петлевые каналы изготавливались из нержавеющей стали, которая сильно активировалась. При этом основной вклад в гамма-излучение был обусловлен ^{60}Co .

В составе исследовательских программ проводились ресурсные испытания тепловыделяющих элементов, вплоть до нарушения герметичности оболочек ТВЭЛов, что сопровождалось поступлением в теплоноситель петлевой установки продуктов деления, которые осаждались на внутренних поверхностях петлевой установки, загрязняя их. После выдержки в течение более двадцати пяти лет, нуклидом, который вносит определяющий вклад в гамма-излучение, стал ^{137}Cs .

Изучение распределения радионуклидов по длине петлевых каналов

С целью получения исходной информации для разработки проекта производства работ по удалению облученных каналов из бассейна выдержки было измерено распределение радионуклидов и МЭД по длине петлевых каналов [81-83]. Комплект приборов дистанционной диагностики устанавливался рядом с бассейном – хранилищем (Рисунок 2.33), при этом детекторы располагались на расстоянии 1,4 м от исследуемого объекта.

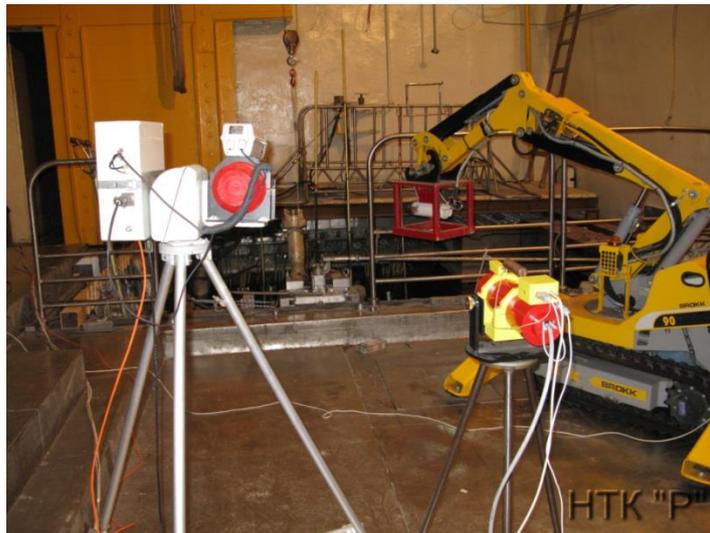


Рисунок 2.33 - Расположение дистанционно управляемой измерительной системы при обследовании облученных каналов в бассейне-хранилище

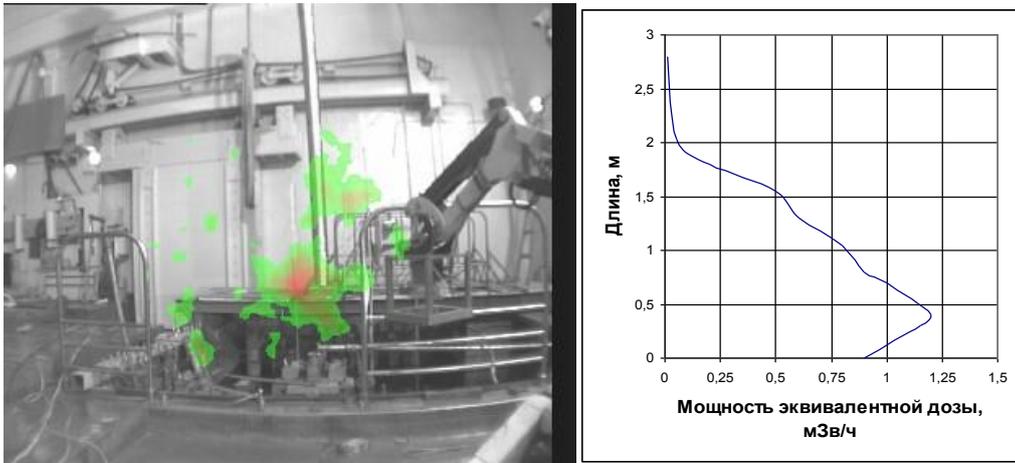
С помощью радиометрической системы «Гамма-Пионер» производилось сканирование канала, одновременно с помощью прибора «Гаммавизор» получали гамма-изображение объекта (Рисунок 2.34 а).

Нуклидный состав загрязнения сканируемых каналов определялся по спектру излучения, измеренному с помощью спектрометрической системы «Гамма-локатор». МЭД определялась по показаниям коллимированного детектора.

На основе анализа результатов сканирования и измеренных спектров с помощью разработанных методик определялось распределение активности по длине каждого из исследованных каналов (Рисунок 2.34 – а), б).

Обследование петлевых каналов показало:

- максимальные значения мощности дозы от петлевых каналов находились в широком диапазоне от 0,1-0,15 мЗв/час до 100-200 мЗв/час (на расстоянии 1,4 м);
- активность по длине каналов распределена неравномерно, при этом, как следует из результатов, полученных с помощью коллимированного детектора, длина наиболее загрязненного участка канала имела $\sim 1,5 - 2$ м.



а)

б)

Рисунок 2.34 - Пример распределения потока гамма-излучения по длине петлевого канала. (а) - видеозображение канала, совмещенное с его гамма-изображением, б) - распределение активности по длине канала).

Наблюдаемая картина вполне ожидаема, так как петлевые каналы разное время находились в активной зоне и, следовательно, имели различный уровень наведенной активности, при этом наибольшая наведенная активность

располагалась в местах, наиболее близких к активной зоне реактора.

Необходимо отметить, что показания коллимированного детектора более представительны с точки зрения оценки распределения загрязненности по длине канала. Показания интегрального детектора дают информацию о масштабе радиационной опасности от исследуемого объекта.

Помимо определения поверхностной активности радионуклидов и мощности дозы в точках измерений, при обследовании объектов, размещенных в бассейне-хранилище МР, было необходимо решить несколько задач:

- определить наличие урансодержащих материалов (облученного ядерного топлива);
- получить фото- и видеоматериалы с подводной камеры, расположенной на корпусе прибора.

Исследования по обнаружению урана в каналах петлевых установок

Для идентификации топлива в высокоактивных элементах оборудования была разработан метод определения наличия урана в исследуемых петлевых каналах [77]. Суть метода заключается в выделении в спектре излучения от исследуемого объекта полезного сигнала (линии характеристического излучения урана) в области низких энергий ($E \leq 100$ кэВ) с помощью спектрометрического детектора на основе CZT. Область интереса соответствует энергетическому интервалу $\Delta E \approx (80 \div 130)$ кэВ. В этом энергетическом интервале находятся семь основных линий характеристического излучения урана. Схема измерения исследуемых образцов твердых радиоактивных отходов показана на Рисунке 2.37. Для снижения влияния фонового рассеянного излучения детектор помещался в свинцовую защиту.

Приняты следующие критерии (признаки) для подтверждения наличия урана в образце:

1. Визуальное обнаружение пиков характеристического излучения урана в области интереса ($\Delta E \approx (90 \div 120)$ кэВ),

2. Выполнение статистического условия достоверности присутствия характеристического излучения в области интереса.

3. Наличие в спектре пика излучения ^{137}Cs , интенсивность которого должна быть больше интенсивности фонового излучения.

Первый признак является основным и определяющим. Следует отметить, что пики характеристического излучения урана должны проявляться только в пределах энергетического интервала $\Delta E \approx (90 \div 120)$ кэВ. Проявление этих пиков на разностном спектре зависит от интенсивности характеристического излучения урана, которая в свою очередь определяется толщиной стенки исследуемого канала. При слабой интенсивности характеристического излучения в дополнение к 1-ому критерию нужно добавить статистический признак (2-й критерий).

Если не выполняются оба критерия, принимается, что исследуемый объект облученный уран не содержит.

Спектрометрическое обследование дна бассейна МР

На дне бассейна находилось значительное количество пеналов с РАО, обрезков каналов и труб, а также других фрагментов оборудования реакторной установки. Они попадали в бассейн во время эксплуатации реактора, и с течением времени идентифицировать многие из них не представлялось возможным. С целью предотвратить попадание объекта, который может содержать фрагменты топлива, в категорию РАО, целесообразно определить нуклидный состав радиоактивного загрязнения.

Доступ детекторного блока к интересующим областям дна бассейна был ограничен внутрикорпусными конструкциями реакторной установки. По этой причине измерения удалось выполнить только на ограниченных участках дна бассейна реактора, которые отмечены на плане реактора МР (смотри маркеры «6» и «7» на Рисунке 2.35 б). В пределах указанных областей было набрано 8 спектров в различных точках, в каждой из которых измерительный блок системы находился в нескольких сантиметрах от поверхности дна.

По результатам спектрометрических измерений оценивались поверхностная активность обнаруженных радионуклидов и мощность дозы в точке расположения детектора внутри коллиматора.

На Рисунке 2.35 схематически показано расположение измерительного блока спектрометрической системы во время измерения.

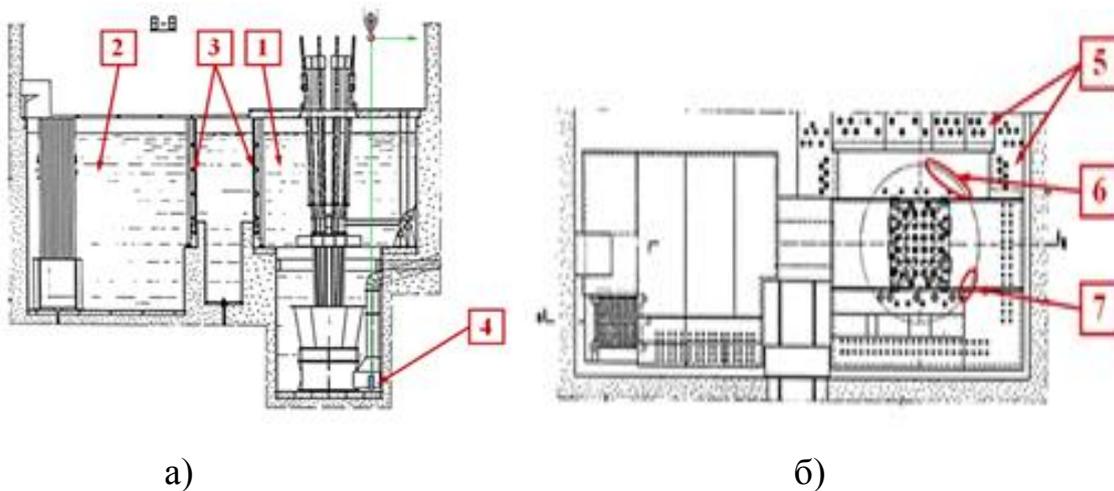


Рисунок 2.35 - Продольный разрез (а) и план (б) бассейна реактора и бассейна-хранилища МР

1 – бассейн реактора; 2 – бассейн-хранилище; 3 – ворота шлюза; 4 – детекторный блок системы; 5 – защитные плиты; 6 – 1-ая зона измерений (точки 1-4); 7 – 2-ая зона измерений (точки 5-8).

Мощность дозы рассчитывалась на основании аппаратного спектра, сформированного прошедшим через коллиматор излучением. Результаты измерений на дне бассейна реактора МР представлены в Таблице 2.8.

В точках 1 и 3 (отмечены серым цветом в Таблице 2.8) на спектрах обнаружены пики полного поглощения с энергией 185 кэВ, соответствующие излучению ^{235}U (Рисунок 2.36). Выделение пиков осуществлялось путем получения разностного спектра – между основным (измеренным) и сглаженным спектрами.

Таблица 2.8 - Оценка поверхностной активности радионуклидов и мощности дозы на детекторе при измерениях участков дна бассейна реактора МР.

№ точки измерения	Эффективная поверхностная активность радионуклидов				Мощность дозы на детекторе \dot{H} , мЗв/ч
	$A_s(^{137}\text{Cs})$, Бк/см ²	$A_s(^{60}\text{Co})$, Бк/см ²	$A_s(^{154}\text{Eu})$, Бк/см ²	$A_s(^{235}\text{U})$, Бк/см ²	
1	$7,35 \times 10^5$	$3,33 \times 10^5$	$8,96 \times 10^4$	$1,64 \times 10^5$	0,334
2	$3,20 \times 10^5$	$1,67 \times 10^5$	–	–	0,321
3	$3,84 \times 10^5$	$2,86 \times 10^5$	–	$3,46 \times 10^4$	0,31
4	$1,28 \times 10^5$	$3,33 \times 10^5$	–	–	0,335
5	–	$1,77 \times 10^7$	–	–	11,83
6	–	$8,31 \times 10^6$	–	–	6,33
7	–	$5,88 \times 10^6$	–	–	4,01
8	–	$4,38 \times 10^6$	–	–	3,14

Полученные данные свидетельствовали о том, что на дне бассейна реактора МР находилось необлученное или слабо облученное ядерное топливо (измерения 1, 3 в Таблице 2.8, Рисунок 2.36). Эти результаты дают основание полагать, что на данных участках дна бассейна реактора присутствовали урансодержащие материалы в виде разрушенных ТВЭЛов или просыпей топлива.

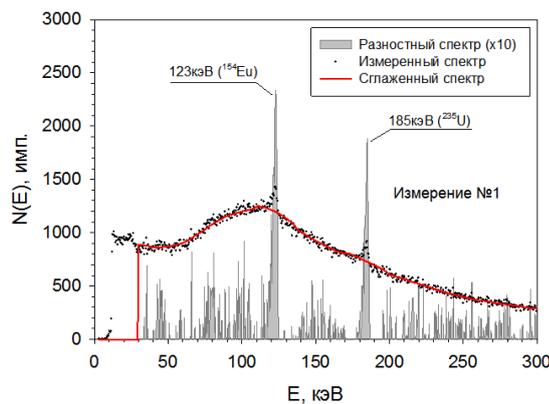


Рисунок 2.36 - Фрагмент спектра измерения в точке 1. Серым цветом на разностном спектре выделены пики полного поглощения с энергиями 123 кэВ (^{154}Eu) и 185 кэВ (^{235}U)

Измерение протяженных объектов проводилось с помощью спектрометрической системы в нескольких точках.

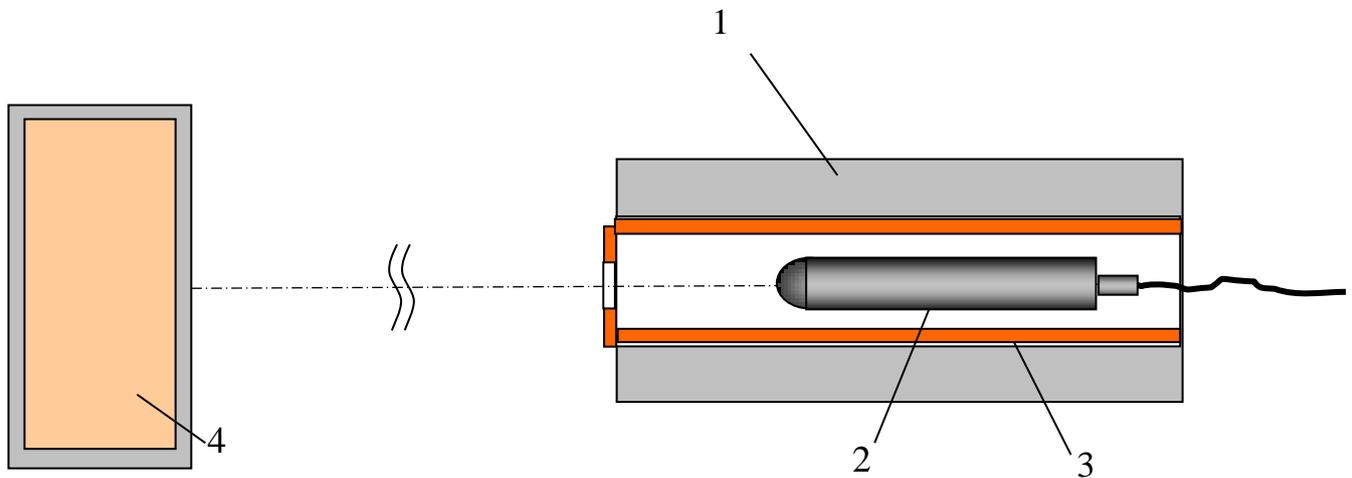


Рисунок 2 37 - Условная схема измерения ТРО спектрометрическим детектором.

1 – свинцовая защита; 2 – детектор CZT; 3 – кадмиевый защитный кожух;
4 – образец ТРО

Результаты измерений активности радионуклидов в составе объектов, расположенных на дне бассейна-хранилища реактора МР, представлены в Таблице 2.9.

Излучение большинства фрагментов каналов обусловлено радионуклидом ^{60}Co . Измерения, отмеченные в Таблице 2.9 бежевым цветом, характеризуются отсутствием каких-либо пиков полного поглощения.

Это означает, что в результате этих измерений детектором регистрировались только рассеянные гамма-кванты, которые формировались излучением соседних объектов.

В точках измерения 15-17 на дне бассейна обнаружено наличие материалов, содержащих уран. В Таблице 2.9 эти измерения выделены серым цветом.

Таблица 2.9 - Оценка поверхностной активности радионуклидов и мощности дозы на детекторе при измерениях объектов, расположенных в бассейне-хранилище МР.

№ точки измерения	Эффективная поверхностная активность объекта измерения		Мощность дозы на детекторе \dot{H} , мЗв/ч
	$A_s(^{60}\text{Co})$, Бк/см ²	$A_s(^{137}\text{Cs})$, Бк/см ²	
1	–	–	55,68
2	1,16x10 ⁷	–	8,18
3	–	–	3,41
4	1,17x10 ⁸	–	64,77
5	3,65x10 ⁷	–	21,29
6	1,36x10 ⁶	–	2,01
7	–	–	24,52
8	–	–	14,05
9	1,74x10 ⁷	–	10,41
.....
14	3,05x10 ⁶	2,48x10 ⁸	6,34
15	–	1,35x10 ⁹	20,54
15(2)	–	4,20x10 ⁹	62,54
16	–	1,35x10 ⁹	20,32
17	–	2,61x10 ⁹	37,50

На Рисунке 2.38 приведен фрагмент спектра излучения, полученный в точке 17. Темно-серым цветом на разностном спектре выделены пики характеристического излучения урана.

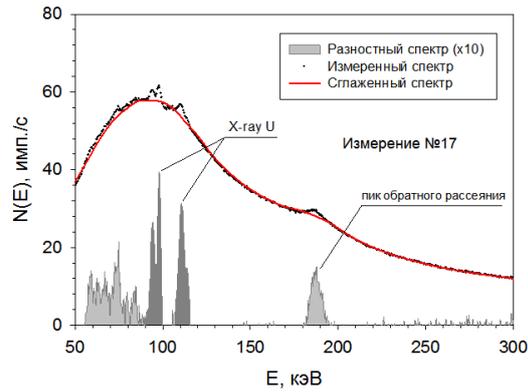


Рисунок 2.38 - Фрагмент спектра излучения в точке 17 Таблицы 2.9

Измерение радиационных характеристик бериллиевых блоков, находящихся в бассейне-хранилище

Активная зона и отражатель реактора МР была собрана из 76-ти бериллиевых, 106-ти графитовых и 46-ти алюминиевых блоков. Графитовые блоки использовались в составе отражателя реактора, а бериллиевые являлись конструктивными элементами активной зоны. В процессе эксплуатации реактора часть блоков извлекалась из активной зоны и помещалась на выдержку в бассейн-хранилище. За время эксплуатации реактора в бассейне хранилище было накоплено 49 облученных бериллиевых блоков.

Измерение радиационных характеристик бериллиевых блоков включало измерение мощности дозы в центре блока на расстоянии 100 см от него, проведение спектральных исследований с помощью «Гамма-локатора» и получение гамма-изображения с помощью «Гаммавизора». Все блоки измерялись в одной геометрии, в заранее определенном месте на фиксированном расстоянии от детекторов. Работы выполнялись дистанционно, оперативный персонал располагался за биологической защитой вне реакторного зала.

На Рисунке 2.39 приведено типичное гамма-изображение активной зоны одного из блоков, полученное с помощью «Гаммавизора».

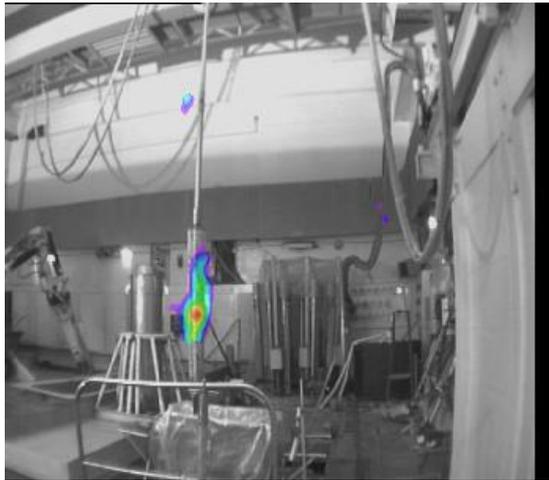


Рисунок 2.39 - Гамма-изображение бериллиевого блока

Результаты спектрометрических измерений показали, что основным гамма-излучающим радионуклидом являлся ^{60}Co , активность ^{137}Cs на порядок меньше. Суммарная активность блоков из бассейна-хранилища по ^{60}Co , измеренная «Гамма-локатором», варьировалась в пределах от 0,7 до 6,6 ГБк, мощность эквивалентной дозы на расстоянии 1 м от центра блока составляла от 0,1 до 5 мЗв/час. Для блоков, извлеченных из активной зоны, активность находилась в диапазоне от 7,0 до 30,0 ГБк. Данные, полученные в результате обследования бериллиевых блоков, послужили основанием для принятия решений по выбору технологий обращения с ними в процессе работ по выводу из эксплуатации реактора МР.

Приреакторное хранилище ОЯТ

Не менее важной проблемой, решенной в процессе подготовки к выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ, была инвентаризации пеналов с высокоактивными отходами, размещенными в хранилище ОЯТ, расположенном в реакторном зале МР.

По своей конструкции хранилище представляло собой 30 цилиндрических ячеек, расположенных вертикально в 3 ряда (по 10 ячеек в ряду) и размещенных в бетонном массиве ниже уровня пола центрального зала реактора. Согласно

архивным данным, в это хранилище были помещены 26 отработавших опытных ТВС типа ВВЭР, РБМК и транспортных установок.

Для разработки технологии разгрузки хранилища ОЯТ было необходимо провести инвентаризацию хранилища и получить следующие исходные данные:

1. Количество загруженных ячеек.
2. Тип подвески изделий в ячейке. Наличие защитных пробок в ячейках.
3. Характеризация изделий по внешнему виду – ОТВС, пенал, открытый пенал, размеры изделий, вес, наличие маркировок и т.п.
4. Техническое состояние изделий и подвески – коррозия, нарушение целостности троса.
5. Характер загрузки ячейки – в один или в два яруса.
6. Радиационные характеристики – МЭД гамма-излучения, измеренные на расстоянии 1м, а также провести видеофиксацию выполняемых работ.

Ожидаемая мощность дозы при подъеме изделий (на расстоянии 1м от них), по оценкам, могла составлять сотни мЗв/ч [84-90], что делало невозможным нахождение персонала в центральном зале МР. Работы следовало выполнять только дистанционно, поэтому для ревизии хранилища было принято решение использовать измерительный комплекс радиационной разведки «Гамма-Пионер», дополненный телекамерами, совместно с «Гамма-локатором» (Рисунок 2.40).

В процессе обследования осуществлялась видеофиксация изделий, извлеченных из ячеек хранилища, при радиационном обследовании проводились измерения мощности дозы гамма-излучения и распределения активности по их высоте.



Рисунок 2.40 - Обследование приреакторного хранилища ОЯТ с помощью измерительного комплекса «Гамма-Пионер»

При проведении работ персонал, осуществляющий управление комплексом «Гамма-Пионер», размещался в операторской, находящейся вне зала, за стенами биологической защиты зала толщиной 1,5м. Комплекс «Гамма-Пионер» был установлен на удалении от хранилища ОЯТ с таким расчетом, чтобы измерительный блок прибора находился на расстоянии 1м от исследуемого объекта.

После вскрытия защитной плиты хранилища и оценки радиационной обстановки были последовательно обнажены горловины всех 30-ти ячеек, до этого закрытые слоем свинцовых кирпичей. Ячейки, не оснащенные защитными пробками, были осмотрены с использованием видеосистемы комплекса «Гамма-Пионер».

Инвентаризация и характеристика содержимого пеналов в ячейках хранилища показала, что содержимое его ячеек по ряду позиций не согласуется с имеющимися архивными данными.

Приреакторное хранилище РАО

Приреакторное хранилище РАО расположено в центральном зале реактора МР. Хранилище было загружено до 1962 г., в период эксплуатации реактора РФТ. Информация о составе объектов, загруженных в это хранилище, отсутствовала и для характеристики находящихся в нем объектов была выполнена работа по его обследованию.

Для радиационного обследования хранилища РФТ использовался измерительный комплекс радиационной разведки «Гамма-Пионер», спектрометр «Гамма-локатор» и токовый коллимированный детектор, который использовался для определения направления на наиболее активные источники излучения.

Коллимированный детектор с помощью крана был опущен первоначально на глубину 1,5 м и путем вращения детектора проведены измерения по полуокружности. Далее детектор был опущен на глубину 3 м, на которой были проведены такие же измерения. На глубине 1,5 м показания детектора менялись от 50 до 70 мЗв/час, на глубине 3 м от 80 до 105 мЗв/час. Как в первом, так и во втором измерениях прибор показал два максимума излучения в одинаковых направлениях. На Рисунке 2.41 представлена фотография хранилища РФТ. Стрелкой показаны направления, в которых зафиксированы максимальные показания детектора.

Для определения состава радионуклидов, включая контроль за наличием урана в интенсивно излучающих объектах производилось гамма-спектрометрические измерения. При проведении работ персонал, осуществляющий управление комплексом «Гамма-Пионер», и «Гамма-локатором» размещался в операторской, находящейся вне зала, за стенами биологической защиты зала толщиной 1,5 м.

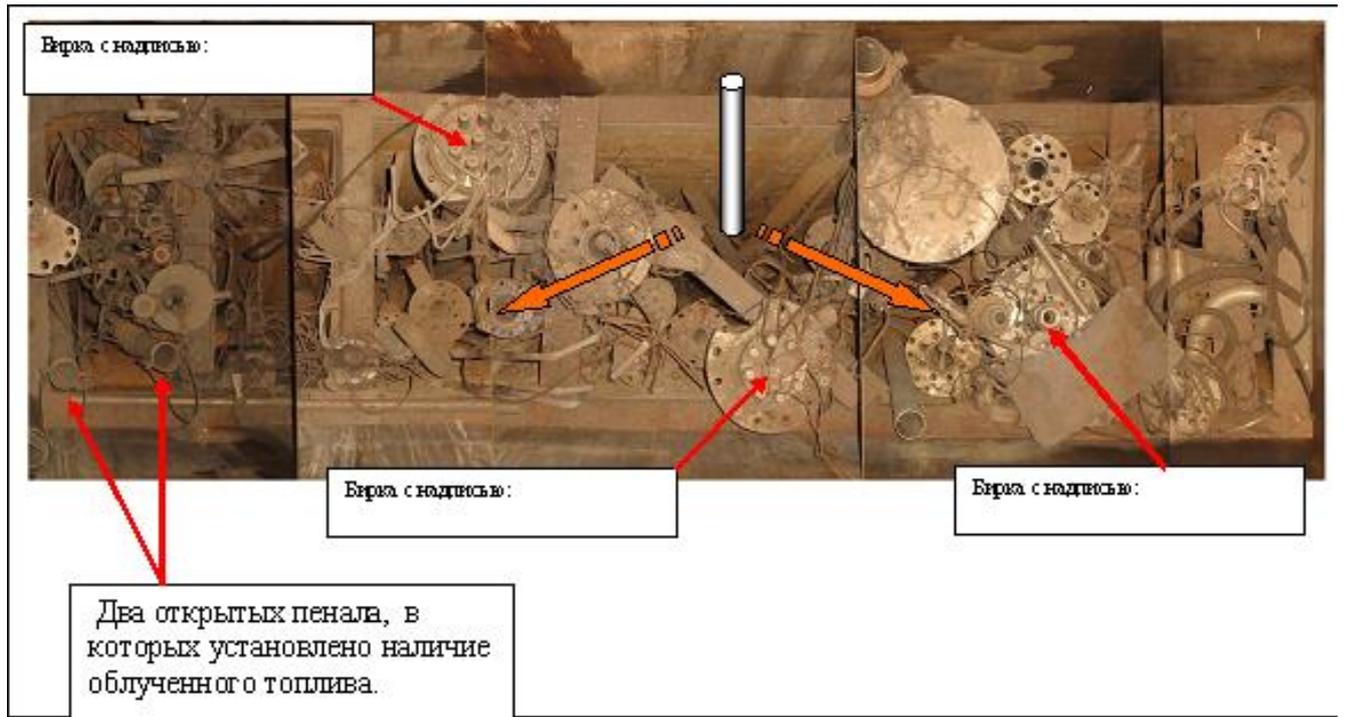


Рисунок 2.41 - Определение направления наиболее интенсивного излучения в приреакторном хранилище РАО

Объекты вывешивались в зале реактора, измерительный блок комплекса «Гамма-Пионер» располагался на расстоянии 1 м от исследуемого объекта. Примеры характерных спектров приведены на Рисунке 2.42.

В результате проведения работ в хранилище РФТ было обнаружено два открытых пенала длиной 5,5 метра, содержащих ОЯТ. В камере резки активная часть пеналов была отрезана и упакована в герметичные пеналы $\varnothing 90$. Подготовленные пеналы временно размещены в хранилище СУЗ. Результаты спектрометрии еще порядка 75-ти объектов из хранилища РФТ показали, что находящиеся в хранилище объекты загрязнены изотопами ^{60}Co , ^{94}Nb , ^{137}Cs , признаков наличия урана не обнаружено, в том числе в каналах, имеющих маркировочные бирки.

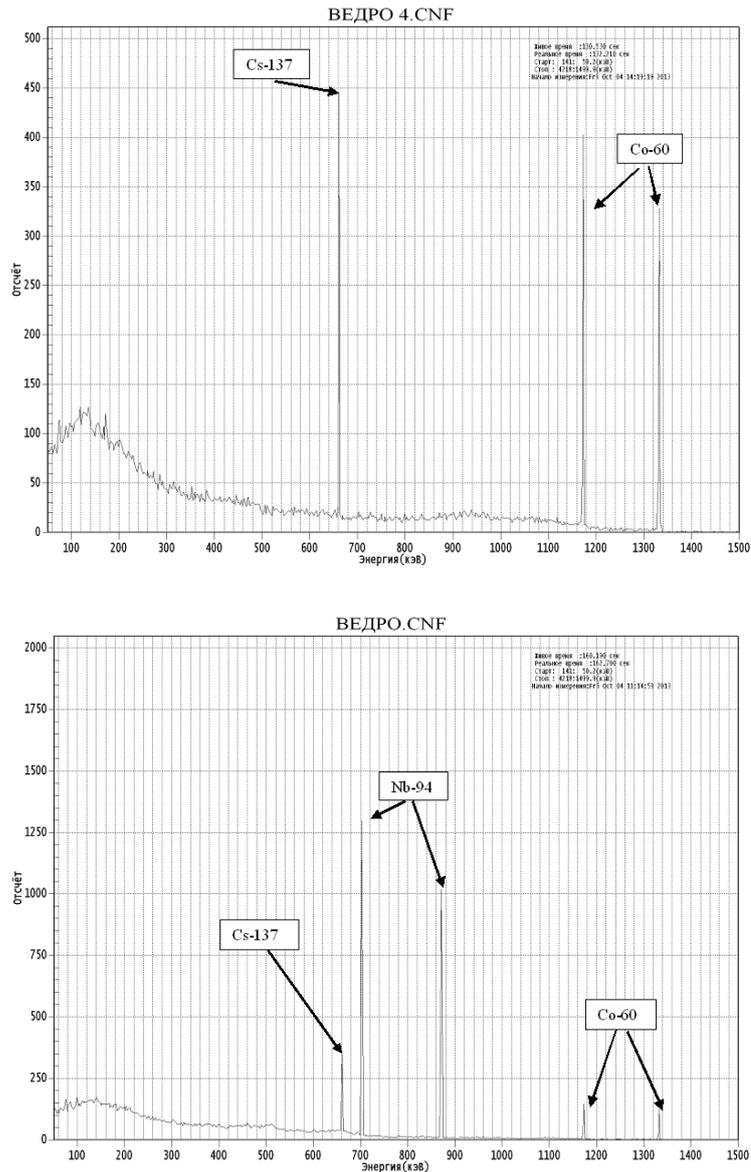


Рисунок 2.42 - Примеры характерных спектров измерений объектов из хранилища РФТ

2.5.5. Камера резки, включая монжуз камеры

Наиболее загрязненным радиоактивными веществами помещением реактора являлась камера резки («горячая» камера), в которой проводились работы с облученными ТВЭЛами. Горячая камера расположена в центральном зале реактора МР и представляла собой помещение общей площадью 17 м² (4,84 x 3,53 м), с высотой потолка 3,62 м у стен и 4,09 м в центре помещения. В полу помещения был устроен уклон от краев к центру, в котором находился желоб

(ширина 0,2 м, глубина – 0,1 м, длина – 3,2 м) для смыва и сбора загрязнений, как механического, так и радиоактивного происхождения. Верхнее перекрытие горячей камеры находилось на уровне пола реакторного зала, толщина верхнего перекрытия 2 м. ТВЭЛы и другие исследуемые объекты, с помощью дистанционных механизмов опускались в горячую камеру через ее верхний люк, выходящий в реакторный зал.

Камера резки была снабжена двумя стандартными манипуляторами, столом резки и механизмами резки в виде фрез. Управление всеми операциями механизировано дистанционно. Вход в камеру резки осуществлялся через металлическую дверь (высота 1,9 м, ширина 0,9 м, толщина 2,5 м) с порогом высотой 0,2 м. На потолке помещения имелось два люка, малый диаметром 0,23 м, большой диаметром 1 м. Камера резки была полностью облицована листами нержавеющей стали толщиной 2 мм, сваренными между собой и зашлифованными в местах сварочных швов.

Освещение в помещении закреплено на потолке по краям камеры и над столом резки и являлось достаточным для проведения работ по радиационному обследованию.

Под полом камеры в монолитной защите (слой бетона ~ 3000 мм) находился монжус для жидких радиоактивных отходов объемом 3 м³ (диаметр -1 м, высота 4 м). Внутренний вид камеры резки приведен на Рисунке 2.43.

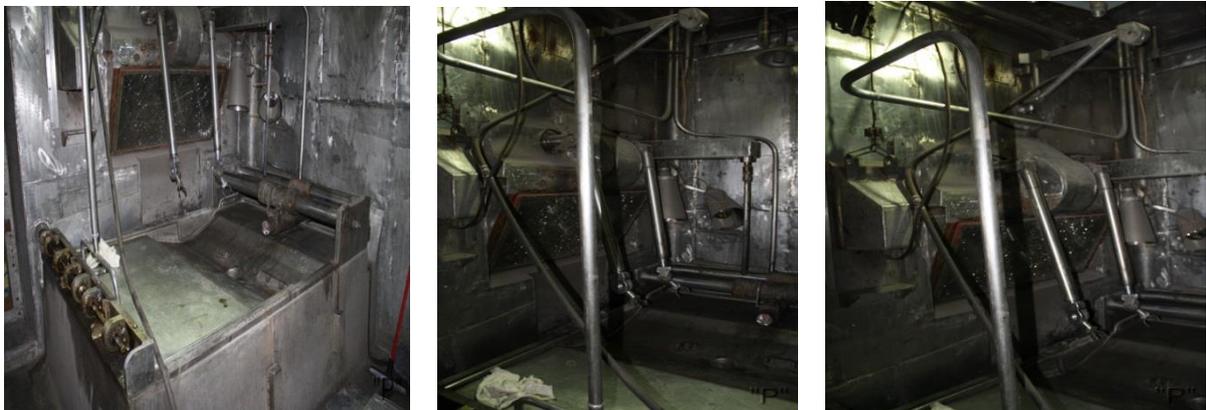


Рисунок 2.43 - Внутренний вид камеры резки

Схема горячей камеры с расположением монжуса представлена на Рисунке 2.44

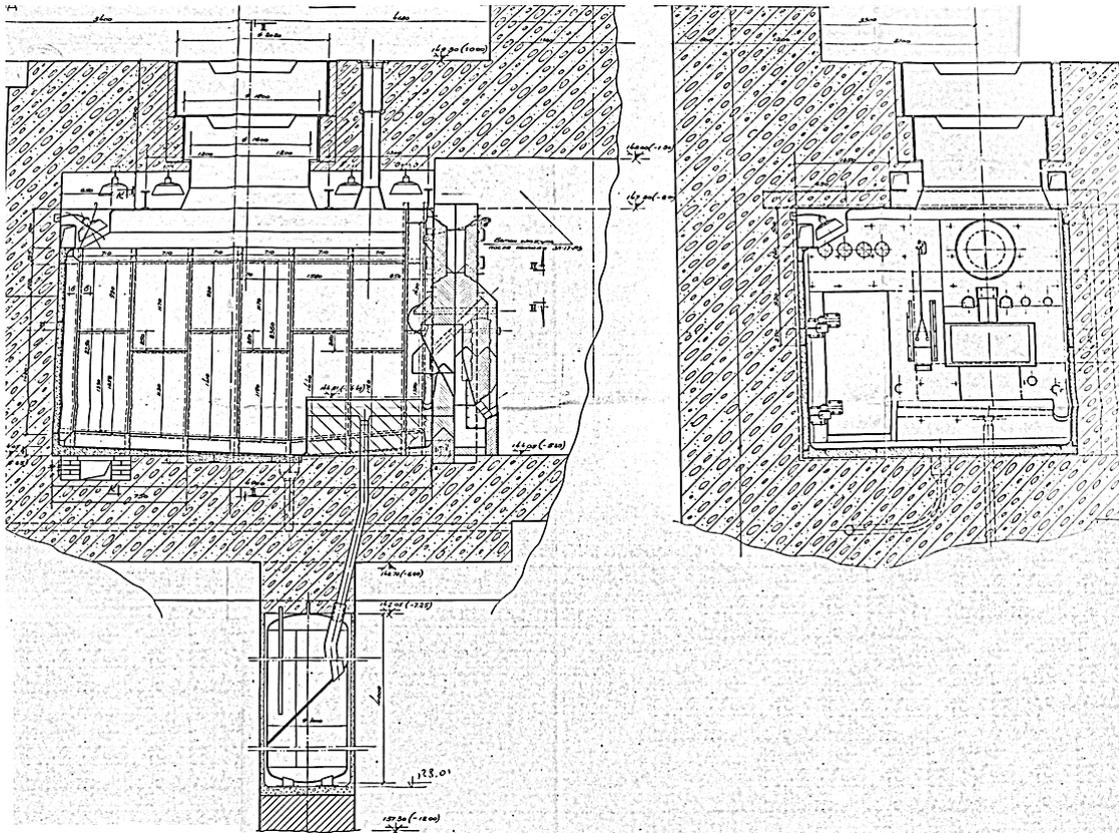


Рисунок 2.44 - Схема горячей камеры с расположением монжуса

Первичное радиационное обследование помещения проводилось традиционным методом ручной съемки в соответствии с нормами радиационной безопасности, методиками проведения работ и включало предварительную оценку радиационной обстановки с использованием дозиметра-радиометра ДКС-96 с альфа-, бета- и гамма-блоками детектирования для измерения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения, плотности потока альфа- и бета-излучений в контрольных точках и детальное обследование выявленных очагов радиоактивного загрязнения по сетке 0,1x 0,1 м.

Обследование было выполнено путем входа в камеру резки и замера МЭД гамма-излучения дозиметром ДРГ-01-Т1 в режиме поиска, дозиметром-радиометром ДКС – 96 и отбора мазков с поверхности 0,1 x 0,1 м на марлевые

фильтры с тканью Петрянова, пропитанные спиртом. Размер обследованных поверхностей, включая пол, стены, наружные поверхности оборудования, металлических конструкций составил около 110 м². Результаты предварительного обследования приведены на Рисунке 2.45.

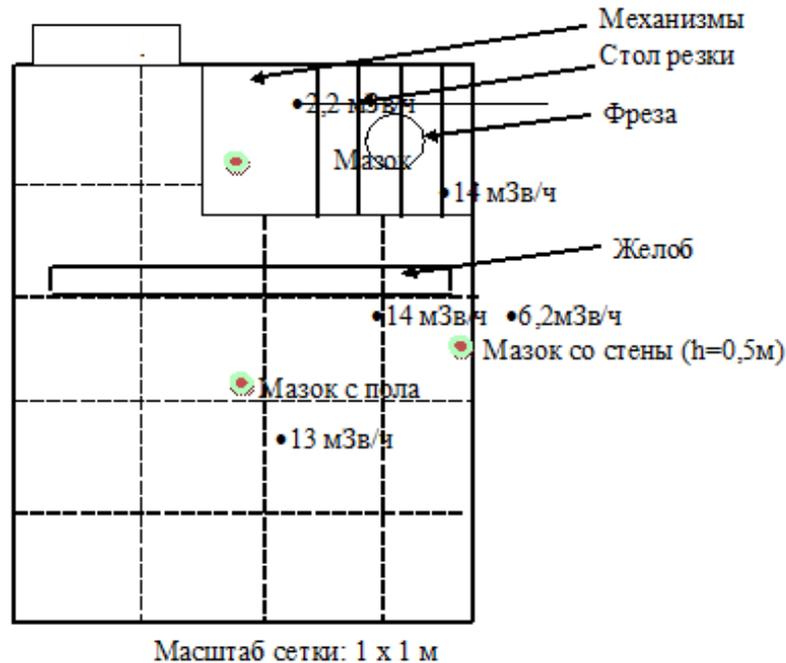


Рисунок 2.45 – Результаты предварительного радиационного обследования камеры резки

В связи с высокой мощностью дозы ионизирующего излучения, выявленной первичным обследованием и составляющей значение до 1,4 мЗв/ч, при подготовке к выводу из эксплуатации реактора МР радиационное обследование было решено проводить дистанционными методами.

Для этих целей был разработан и изготовлен коллимированный детектор (Рисунок 2.46). Детектор представляет собой сборку сцинтиллятор-фотодиод, помещенный в свинцовую защиту, в котором сделано коллимационное отверстие. Размер сцинтилляционного кристалла CsI(Tl) – Ø8×8 мм.



Рисунок 2.46 - Детектор для сканирования внутренних поверхностей камеры резки

Для обеспечения возможности сканирования помещения камеры резки было разработано и изготовлено специальное устройство для установки коллимированного детектора через верхний люк (Рисунок 2.47). С помощью рычажного механизма, установленного на штанге, производился поворот детектора по вертикали. Поворот детектора по горизонтали производится вращением всего устройства.

При визуальном осмотре было выявлено, что в камере на столе для резки образцов и на полу находилось множество фрагментов ТВЭЛов, кусков металла и т.д. Предполагалось, что излучение от этих фрагментов образцов вносит основной вклад в МЭД в камере. Измерения показали, что большая часть фрагментов не является источниками излучений и МЭД в камере создается излучением от равномерного радиоактивного загрязнения всех поверхностей помещения.

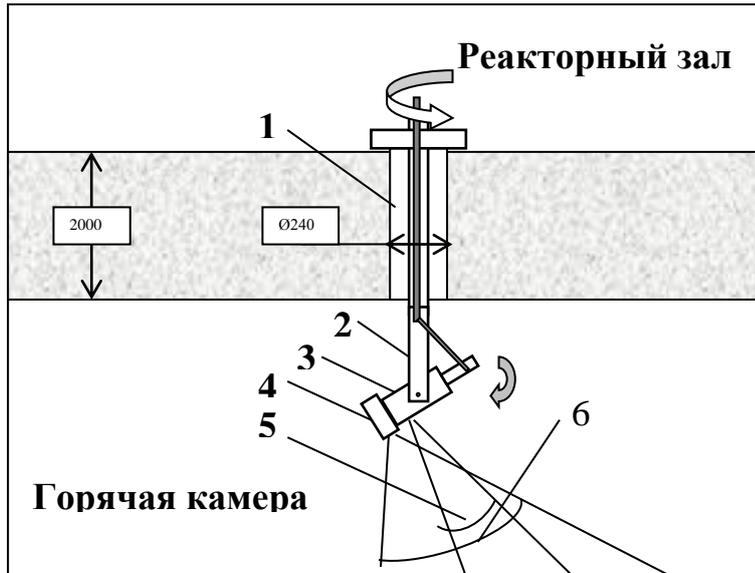


Рисунок 2.47 - Схема измерений в камере резки с помощью коллимированного детектора. 1 – отверстие в верхнем перекрытии горячей камеры; 2 – устройство крепления прибора; 3 – коллимированный детектор; 4 – видеокамера; 5 – поле зрения прибора; 5 – поле зрения видеокамеры

На следующем этапе обследования камеры было проведено обследование наиболее загрязненных поверхностей помещения и идентификация высокоактивных источников.

Сильно загрязненными радиоактивными веществами оказались детали механизмов для резки образцов (приводы, шестерни и т.д.).

Удаление основных источников излучения позволило снизить значения МЭД в горячей камере более чем в 10 раз. После этого было проведено повторное сканирование поверхностей помещения коллимированным детектором. Точечных источников излучения обнаружено не было.

Применение коллимированного детектора для обследования горячей камеры позволило дистанционно определить наиболее активные источники излучения, определить последовательность работ по очистке камеры, контролировать ход этих работ и тем самым повысить их эффективность. В дальнейшем горячая камера может быть использована во время работ по выводу реактора из эксплуатации. В камере может производиться обследование

высокоактивных отходов, их фрагментация, упаковка в пеналы. Использование разработанного коллимированного детектора позволит проводить такого рода работы без присутствия персонала в зоне производства работ, контролировать загрязнение камеры и проводить мероприятия по ее очистке.

2.5.6. Внутри корпусные устройства реактора РФТ

Информация о состоянии внутри шахты реактора РФТ после работ по консервации шахты с внутри корпусными конструкциями практически отсутствовала, при этом не исключалось, что пространство внутри шахты между корпусом реактора и биологической защитой заполнено фрагментами демонтированного оборудования и залито бетоном. Для того чтобы получить информацию о состоянии внутрикорпусных устройств реактора в биологической защите шахты реактора была пробурена горизонтальная разведочная скважина длиной 3,8 м и диаметром 200 мм [91].

Бурение проводилось из подвального технологического помещения с расчётом выйти скважиной к корпусу реактора в районе центра активной зоны РФТ (Рисунок 2.48).

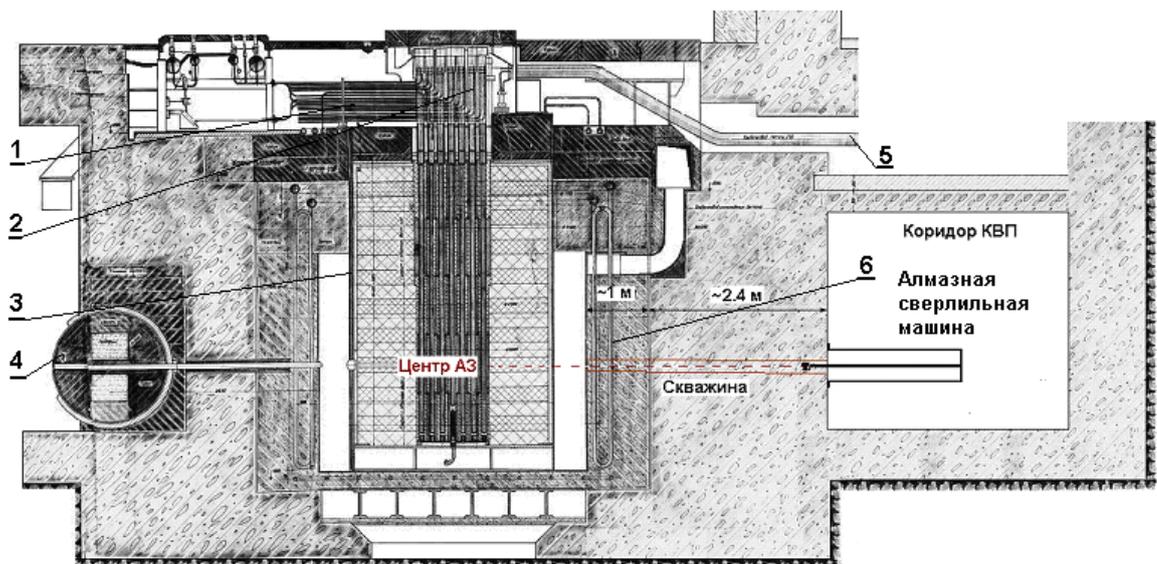


Рисунок 2.48 - Схема бурения шахты реактора РФТ

1 - входные и выходные трубопроводы водяного охлаждения рабочих каналов; 2 -

рабочие и петлевые каналы; 3 - стальной корпус; 4 - шибер; 5 - входные и выходные трубопроводы охлаждения петлевых каналов; 6 - система охлаждения бетона боковой защиты.

В месте производства работ были смонтированы локальный отсос воздуха со сбросом его в спецвентиляцию объекта и система для сбора воды, используемой по технологии в процессе бурения (Рисунок 2.49).

Диагностика радиационного состояния внутри корпусных устройств реактора РФТ осуществлялась с помощью коллимированных спектрометрических детекторов, видео- и фотосъемки.

Результаты видеосъемки показали, что пространство между корпусом реактора и защитой не загружено посторонними объектами и не залито бетоном. Полученная информация будет использована при разработке технологии демонтажа внутрикорпусных конструкций реактора.



Рисунок 2.49 - Бурение скважины в биологической защите реактора РФТ

В процессе бурения отбирались керны, проводились радиометрические и спектрометрические измерения проб кернов. Результаты гамма – каротажа скважины приведены на Рисунке 2.50

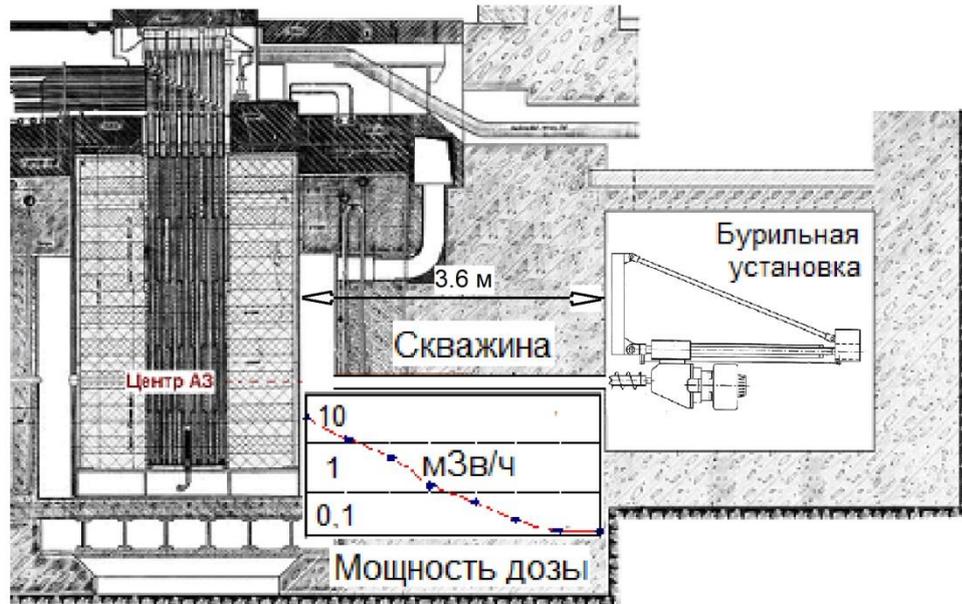


Рисунок 2.50 - Результаты гамма - каротажа скважины в биологической защите реактора РФТ

Начиная с расстояния 1 м от поверхности защиты наблюдалось увеличение МЭД, которое достигало максимальных значений на внутренней поверхности биологической защиты. Мощность дозы в пространстве между корпусом реактора и биологической защитой реактора достигала 32 мЗв/час.

С использованием гамма - спектрометрического комплекса ISO-CART фирмы ORTEC (спектрометр DigiDART, детектор GEM40P4) проведены измерения удельной активности радионуклидов в корпусе реактора. Результаты измерений представлены в Таблице 2.10.

Таблица 2.10 - Результаты измерений удельной активности радионуклидов в корпусе реактора РФТ.

Удельная активность, Бк/кг	
^{137}Cs	^{60}Co
$5,0 \times 10^7$	$1,0 \times 10^8$

Результаты, приведенные в Таблице 2.10, показывают, что, наряду с продуктом активации ^{60}Co , в графитовой кладке реактора находится продукт деления ^{137}Cs , нахождение которого там может быть объяснено аварийными ситуациями с разгерметизацией рабочих или петлевых каналов реактора, сопровождающимися поступлением продуктов деления в графитовую кладку. Наведенная удельная активность ^{60}Co в металлическом корпусе реактора в районе активной зоны составляла $\sim 10^6$ кБк/кг.

Видеосъемка, проведённая внутри шахты реактора и выполненная через ствол скважины, показала, что шахта реактора не была залита бетоном при консервации в 1962 году, пространство между корпусом реактора и защитой свободно от посторонних объектов, кольцевой зазор между корпусом реактора и стенкой шахты составляет 600 мм. Полученная информация оказалось весьма полезной при разработке технологии демонтажа внутри корпусных конструкций реактора РФТ.

Обследование графитовой кладки реактора РФТ.

После демонтажа трубопроводов и арматуры в поднастильном пространстве реакторного зала, разрушения гидромолотом ДУМ «ВРОКК» бетонной заливки и удаления двух слоев чугунных плит биологической защиты, был обеспечен доступ к рабочим каналам реактора. Обследование реактора РФТ включало в себя видеосъёмку, гамма-картаж по всем каналам, спектрометрию с оценкой распределения активности по глубине [91-94].

Схема расположения ячеек в графитовой кладке приведена на Рисунке 2.51.

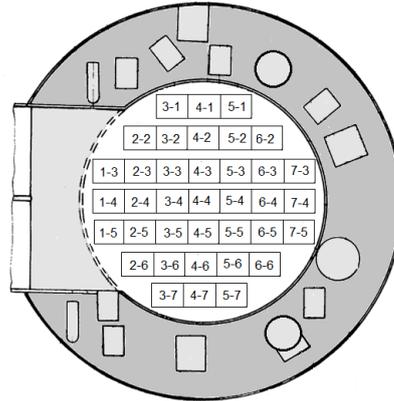


Рисунок 2.51 - Схема расположения ячеек в графитовой кладке реактора РФТ

Результаты фотосъемки внутри графитовой втулки представлены на Рисунке 2.52.

По результатам видео-обследования было установлено, что в районе активной зоны графитовые втулки рабочих каналов в большинстве случаев разрушены.

На каждый канал был составлен паспорт обследования, в котором фиксировались данные гамма-каротажа и размещались фотографии с шагом 0,5 м.

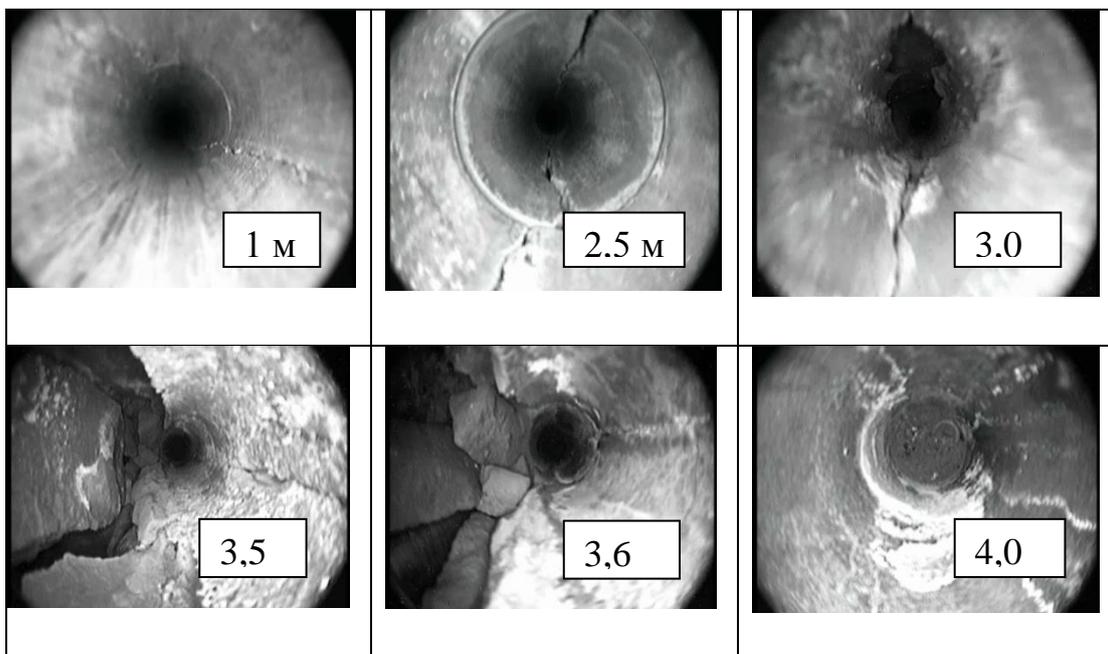


Рисунок 2.52 - Фотографии внутреннего состояния одной из ячеек графитовой кладки реактора РФТ

Результаты гамма-сканирования графитовой кладки представлены на Рисунке 2.53. Спектрометрическое исследование показало, что гамма-излучение в графитовой кладке обусловлено ^{137}Cs .

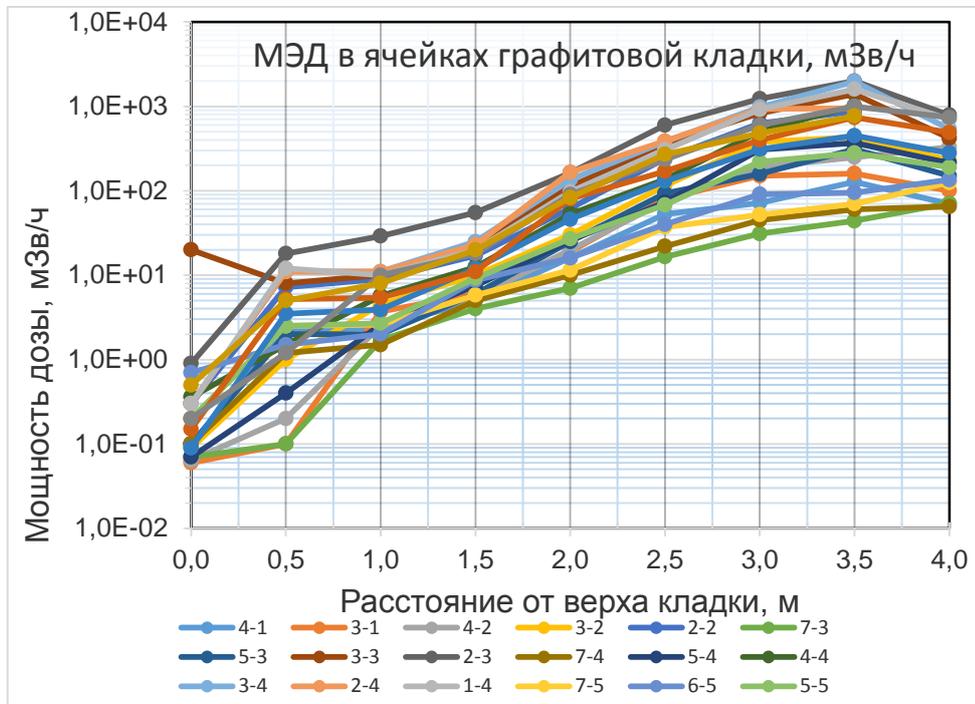


Рисунок 2.53 - Изменение МЭД в ячейках по глубине графитовой кладки

Из данных, приведенных на Рисунке 2.53, можно сделать заключение о схожем характере изменения по глубине мощностей доз в различных ячейках кладки. Зависимость изменения МЭД по глубине кладки описывается выражением $\exp(-1,9x)$, где x - расстояние от места измерения до рассматриваемой зоны, см.

Мощность дозы имела максимальные значения в районе активной зоны и достигала 2 Зв/ч. Распределение максимальных значений МЭД в районе активной зоны приведено на Рисунке 2.54.

Для оценки активности ^{137}Cs , находящегося в графитовой кладке, были выполнены расчеты для объёмных цилиндрических источников по программе MicroShield (версия 8.03). Результаты расчетов показали, что суммарная активность ^{137}Cs в кладке реактора РФТ составляла $\sim 2 \times 10^{12}$ Бк.

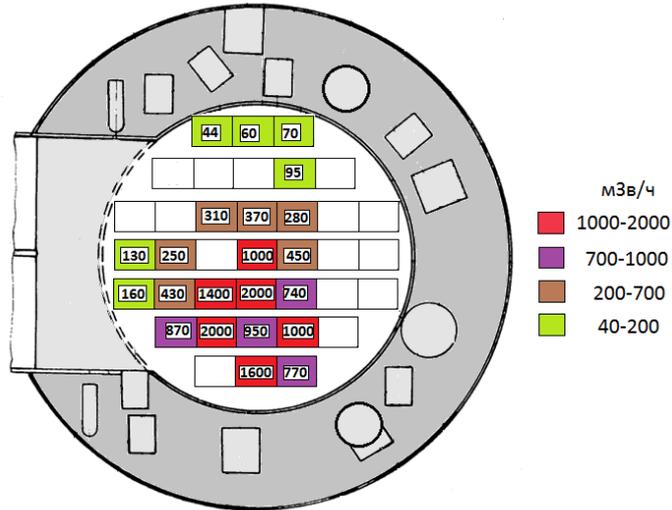


Рисунок 2.54 - Распределение максимальных значений мощностей доз гамма-излучения в графитовой кладке в районе расположения активной зоны

Из Рисунка 2.54 видно, что зона максимального загрязнения графитовой кладки приходится на ячейки 3-3, 3-4, 2-3, в одной из которых произошла разгерметизация канала, сопровождавшаяся выходом продуктов деления в графитовую кладку.

2.6. Выводы к ГЛАВЕ 2

Проведен анализ проблем радиационного обследования исследовательских ядерных реакторов. По результатам этого анализа определены и предложены перспективные пути их решения, важные для формирования информационной модели процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности. Апробация предложенных методов радиационного обследования при подготовке к выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов НИЦ «Курчатовский институт» показала, что наиболее перспективным является оригинальный метод радиационного обследования с использованием современного измерительного оборудования и разработанных приборов: мобильного радиометра «Гамма-Пионер», «Гаммавизора», «Гамма-

локатора», спектрометрической системы для сканирования пространства в помещениях и для проведения измерений под водой.

Этот инструментальный метод в формате общей методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, эффективно дополняется информационно-аналитическим методом оценки количественных показателей радиоактивного загрязнения компонентов ИЯР, а также средствами имитационного, в первую очередь расчетного, моделирования опасностей и радиационных рисков при выполнении технологических процессов демонтажных и дезактивационных работ в общем составе работ типового проекта вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, исчерпавших свой ресурс.

ГЛАВА 3. МЕТОДОЛОГИЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

3.1. Основные факторы, подлежащие учету при подготовке к выполнению радиационно-опасных работ

Вся работа по выводу из эксплуатации ядерного реактора состоит из нескольких различающихся между собой типовых видов производственно-технологической деятельности.

Практическая реализация этой деятельности, со всей очевидностью, требует специальной научной и инженерной разработки и обоснований безопасности, экологической приемлемости, практической осуществимости специфических подходов и основных технологических методов в общем формате процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности.

Основные виды деятельности по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, которые будут инвариантны к конструктивным и функциональным особенностям таких объектов, можно классифицировать следующими характерными событиями:

- удаление с площадки реактора облученного топлива;
- удаление с площадки реактора радиоактивных отходов, накопленных в процессе эксплуатации реактора;
- демонтаж оборудования реактора и петлевых установок;
- удаление грунта, загрязненного из-за нарушения герметичности спецканализации из подвальных технологических помещений реактора;
- обращение с радиоактивными отходами.

Деятельность по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ, которые были остановлены в 1993 и 1962 годах, соответственно, началась в 2008 году. К этому времени практически никого из эксплуатационного персонала реактора не осталось, часть конструкторской документации по реакторам и петлевым установкам была утеряна, отсутствовала достоверная информация о количестве и

местоположении облученного топлива и демонтированных в процессе эксплуатации радиоактивных объектов. Поэтому для практики работ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов становится важным фактор достоверности и скудности исходной правдивой информации об условиях фактической эксплуатации, включая события разрушительного и аварийного характера на этом этапе жизненного цикла ИЯР. Важно отметить, что, как правило, фактические условия и режимы эксплуатации исследовательских ядерных реакторов приводят к повышенному радиоактивному загрязнению оборудования, систем и трубопроводов первого контура охлаждения и петлевых установок и высоким полям гамма-излучения в технологических помещениях ИЯР. Это подтверждается сводом результатов радиационного обследования.

Специфические особенности проведения демонтажных работ определяются следующими факторами:

- высокие радиационные поля в помещениях вследствие загрязненности систем и оборудования радионуклидами;
- необходимость производства демонтажных работ на ограниченном пространстве помещений, насыщенных разнообразным загрязненным оборудованием;
- необходимость демонтажа и фрагментации на месте массогабаритных систем и оборудования перед их удалением из помещений и транспортированием;
- необходимость удаления демонтируемого оборудования из подвальных помещений через небольшие транспортные люки, расположенные в перекрытиях помещений на уровне земли.

Следует также учитывать, что многие исследовательские реакторы расположены вблизи городской жилой застройки и интенсивных транспортных грузопассажирских потоков, что накладывает повышенные требования на организацию и выполнение работ по выводу из эксплуатации с обеспечением радиационной и экологической безопасности населения.

Таким образом, сказанное выше определяет перечень основных факторов, подлежащие учету при подготовке к выполнению радиационно-опасных работ в

общем формате процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности.

3.2. Формирование методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов

3.2.1. Общие научные положения методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности

В нашем случае понятийное определение методология [95] уточняется и конкретизируется в целевую функцию главного процесса - вывод из эксплуатации исследовательских ядерных установок, на принципах обеспечения радиационной, экологической, промышленной и иной безопасности жизнедеятельности человека. С учетом накопленного опыта в сфере обращения с радиоактивными и ядерно-опасными материалами, изделиями, агрегатами и установками понятийное определение процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, это интегральная система научных положений, методов, информационных и инструментальных средств и способов организации, построения и практической реализации общего плана теоретической и практической деятельности по ликвидации негативных последствий функционирования ИЯР, которые были предназначены для выполнения научных исследований.

Для достижения целей настоящего исследования этот план дополнительно должен содержать деятельность в сфере научных исследований, на основе результатов которых устанавливаются критерии оптимизации главного процесса – вывод из эксплуатации исследовательского ядерного реактора, а также деятельность по верификации и апробации с последующей валидацией

информационных и инструментальных средств для практической реализации названной выше методологии.

Отличительной особенностью рассмотрения понятия "процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок" в общем жизненном цикле ИЯР является акцентирование именно на методах, способах и устройствах, технологических процессах и процедурах ликвидации ИЯР, сбора и анализа информационных данных, как важных компонентов комплексного плана и оснований построения и оценки качества практической инженерной производственной деятельности по ликвидации негативных последствий использования ИЯР, которые были предназначены для исследовательских целей. Поэтому информационная модель в форме оригинального варианта «диаграммы Исикавы», гипотеза «процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов» в нашем случае впервые отражают многогранность специфики главного процесса вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов по отношению к социально-инженерному и физико-технологическому знанию и уже имеющемуся опыту вывода из эксплуатации ИЯР. Основное содержание информационной модели процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов кратко поясняет Рисунок 3.1.

Эта модель отражает научную сущность алгоритма поиска оптимальных путей решения проблемы вывода из эксплуатации исследовательского ядерного реактора с целью, ориентированной на ликвидацию конкретного реактора, оптимального формирования плана и рабочий набор процессов, технологий приемов, методов, средств, способов, позволяющих решить проблему вывода из эксплуатации с минимальными социальными рисками и затратами.

Суть гипотезы процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок состоит в достижении цели по ликвидации

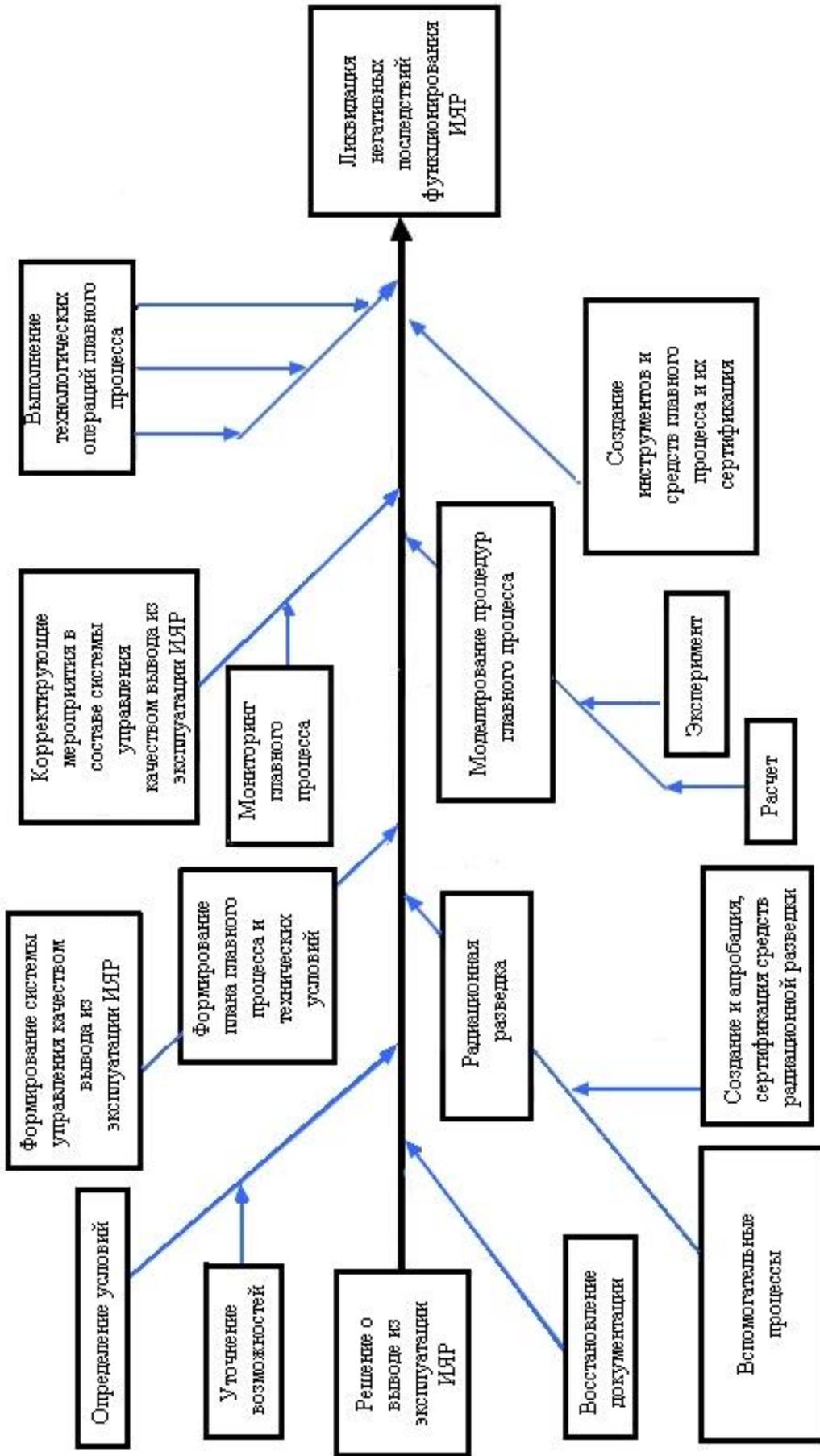


Рисунок 3.1 - Укрупнённая информационная модель методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов

негативных последствий функционирования ИЯР в аспектах минимизации затрат и возможных ущербов при выполнении практических работ, снижении опасного радиационного воздействия на рабочий персонал до минимально возможного уровня, а также управления рисками главного процесса – вывода из эксплуатации исследовательского ядерного реактора.

Информационные (в т.ч. методологическое и математическое обеспечения, нормативные документы, регламенты и пр.) и инструментальные средства для практической реализации названной выше методологии, включая способы сбора информационных и измерительных данных, способы анализа и интерпретации результатов деятельности по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов, оцениваются в аспекте их практической полезности для построения алгоритмов осуществления главных процессов на платформе системы управления качеством.

В рамках представленной модели процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов одним из существенных процессов является анализ предыдущего опыта и знаний в сфере вывода из эксплуатации ИЯР. В нашем случае этот анализ был выполнен на базе изучения и обобщения методов обращения с ОЯТ и РАО при выводе из эксплуатации реакторов МР и РФТ НИЦ «Курчатовский институт».

Анализ и оптимизация методов обращения с ОЯТ

В настоящий момент в России существует государственная система обращения и переработки отработавшего ядерного топлива, нацеленная, в основном, на переработку топлива энергетических реакторов. Вопросы же долговременного хранения и подготовки к переработке ОЯТ исследовательских реакторов относятся к компетенции тех предприятий, в чем ведении оно находится. К сожалению, на стадии разработки и создания первых исследовательских реакторов проблемам хранения и обращения с ОЯТ уделялось существенно меньше внимания, чем сейчас. Это было связано с отсутствием опыта таких работ и технологий обращения. Решение этих вопросов

откладывалось на потом, и сейчас настал момент, когда их приходится решать безотлагательно.

Проблемы обращения с ОЯТ при его подготовке к удалению с объекта и отправке на переработку связаны, в основном, с двумя причинами:

- отсутствием технической информации о состоянии ОЯТ;
- наличием механических и коррозионных дефектов, возникших при эксплуатации ядерного топлива и его длительном хранении.

Первая причина является следствием длительных сроков выдержки ОТВС после эксплуатации и естественным уменьшением числа носителей технической информации об условиях его эксплуатации и длительного хранения, как документальных, так и людских. Вторая напрямую связана с условиями хранения ОТВС и ТВЭЛ в хранилищах и исчерпанием сроков хранения и ресурсов самих хранилищ, а также состоянием упаковки, в которой находилось ОЯТ в течение времени хранения [96].

Деградация защитных оболочек ОТВС и ТВЭЛ при длительном хранении является одной из важнейших проблем. Опыт показал, что хранение ОТВС в бассейнах-хранилищах приводит к существенной коррозии металлических конструкций ОТВС, их распуханию и трудностям их упаковки при отправке на переработку. Деградация защитных барьеров приводит к попаданию радионуклидов в воду бассейнов-хранилищ, а при негерметичности последних - в окружающую среду.

В центральном зале реактора МР находилось сухое объектовое хранилище, предназначенное для длительного хранения как отработавшего рабочего топлива самого реактора, так и опытного ОЯТ, которое проходило исследования в петлевых установках этого реактора, а также бассейне-хранилище ОЯТ.

Для идентификации типа ТВЭЛ были разработаны два метода [97], осуществляемые путем:

- взвешивания ТВС и отдельных ТВЭЛов разных типов в воде бассейна-хранилища;
- анализа спектров излучения облученных ТВЭЛов.

Идентификацию взвешиванием ТВС и ТВЭЛов целесообразно проводить, если топливо имеет разный состав, но одинаковую геометрию, например, сборки с ТВЭЛами ЭК-10 в сравнении с ТВЭЛами С-36 обладают на 30 г большим весом.

Взвешивание является достаточно простым и удобным способом идентификации отработавших ТВС по типу ТВЭЛов, однако эта процедура не всегда реализуема, так как оболочки некоторых ТВЭЛов могут быть дефектными и целостность ТВЭЛа могла быть нарушена. В этом случае идентификацию выполняли радиометрическим способом [97] по соотношению скоростей счета в пике полного поглощения излучения ^{137}Cs и характеристического излучения урана в диапазоне 95-110 кэВ. Этот метод относится к методам неразрушающего анализа и позволяет сохранить целостность ТВЭЛа, т.к. не предполагает никаких механических операций в процессе измерений. Обоснованность потвэльной разборки некондиционных ОТВС допускается условиями сертификата-разрешения, разрешающими загрузку и транспортирование в ТУК-19/5 негерметичных транспортных пеналов с облученными ТВЭЛами при условии, что техническое состояние ТВЭЛов удовлетворяет требованиям отраслевого стандарта ОСТ 95 10297-95 [98].

В случае невозможности извлечения ТВЭЛ ручным инструментом некондиционные ОТВС подвергались процедуре резки их внешней оболочки. Эти операции производились также дистанционным образом под слоем воды в бассейне хранилища ОЯТ.

В результате обращения с ОЯТ исследовательских реакторов возникает достаточно большое количество радиоактивных отходов высокого и среднего уровня активности. Следует отметить, что все представленные выше работы достаточно трудоемки, выполнение их под слоем воды позволяет существенно снизить дозовые нагрузки на персонал при производстве радиационно-опасных работ. Тем не менее, все особенности их выполнения, возникающие в их результате РАО, а также дозовые затраты необходимо учитывать в процессе подготовки исследовательских реакторов к выводу из эксплуатации и при

разработке соответствующих проектов, завершающих жизненный цикл ядерных реакторов.

В процессе исследований некоторые отработавшие тепловыделяющие сборки и тепловыделяющие элементы подвергались воздействию высоких нейтронных потоков и температур и, как следствие, могли получить деформацию вплоть до повреждения оболочек ТВЭЛов.

Конструктивные особенности опытных ОТВС и ТВЭЛ отличались широким многообразием, топливные композиции различались как по составу, так и по обогащению ^{235}U . Обогащение могло составлять от нескольких процентов до 95 %, глубина выгорания могла достигать 60 ГВт×сут/т, время выдержки отдельных типов топлива превышало пятьдесят лет.

С учетом изложенного, работы по удалению ОЯТ на переработку требовали учета следующих особенностей:

- наличия практически всех видов топливных композиций и типов конструкций ТВС, использовавшихся при эксплуатации исследовательских реакторов российской конструкции;
- наличия большого количества экспериментальных сборок и ТВЭЛов, которые использовались для проведения реакторных исследований и испытаний различных конструкций, топливных композиций и конструкционных материалов;
- необходимости идентификации фрагментов ТВЭЛов, образовавшихся в результате реакторных исследований в «горячих» лабораториях.

При эксплуатации обращение с ОЯТ проводилось, как правило, в защитных камерах исследовательских реакторов и ядерных установок. Камеры оснащены ручными манипуляторами, подъемно-поворотным столом, системами видеонаблюдения и освещения. Операторы камеры располагались за бетонным защитным сооружением, оснащенным толстым свинцовым стеклом для визуального контроля операций по обращению с ОЯТ.

Работа по обращению с ОЯТ при подготовке к выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ потребовала разработки и тщательного выбора как методов обращения, так и технологий, позволяющих выполнить операции по

идентификации, загрузке и транспортировке топлива с минимальными дозовыми нагрузками персонала и минимальным воздействием на окружающую среду.

Одним из методов снижения дозовых нагрузок являлось проведение перегрузочных работ под защитным слоем воды с помощью дистанционного инструмента, для чего транспортная упаковка помещалась в специальную емкость с водой.

С точки зрения функциональных и массогабаритных характеристик транспортно-упаковочный комплект ТУК-19 наиболее подходит для такого способа обращения с ОЯТ. В нем транспортируются многие типы сборок с ОЯТ исследовательских реакторов, вес позволяет перемещать его штатной кран-балкой, а габариты позволяют разместить корпус целиком непосредственно в бассейне-хранилище.

Для обеспечения персоналу возможности визуального наблюдения и контроля загрузки ТВС, емкость была оснащена подводно-осветительным оборудованием, а также фильтровальной установкой необходимой производительности в целях очистки и улучшения прозрачности воды. В процессе работ измерялась мощность эквивалентной дозы на поверхности фильтра. Для снижения МЭД, во время работы фильтр помещался в защитный бетонный контейнер типа НЗК-150-1,5.

Для дистанционного контроля в реальном времени процедуры выгрузки отработавших ТВС из бассейна и загрузки в ТУК-19, внутри хранилища устанавливалась специальная видеосистема на поворотных устройствах, оснащенная цветными видеокамерами с хорошим разрешением.

При подготовке партии ОЯТ к отправке на переработку важное значение имеет идентификация топлива. Безусловно, эта процедура необходима для экспериментального топлива, которое подверглось материаловедческим исследованиям в «горячих» камерах после облучения на реакторе. Процедура включала спектрометрию пеналов с ОЯТ для определения нуклидного состава. Так как все этапы обследования сопряжены с большими дозовыми нагрузками на

персонал, эта работа выполнялась с помощью методов и средств дистанционной диагностики.

Пеналы с ОТВС извлекались из ячеек хранилища штатными грузоподъемными механизмами, проводилась визуализация бирок пеналов, измерение распределения мощности эквивалентной дозы и спектрометрическое обследование пеналов.

Измерения МЭД и спектра гамма-излучения выполнялись при полностью вывешенном пенале. Сканирование пеналов производилось путем опускания пенала в ячейку хранилища вдоль детектора, который устанавливался в стационарное положение на таком расстоянии от пенала, чтобы угол коллимации детектора полностью включал поперечный размер пенала. По результатам измерений определялось распределение локальной мощности дозы по длине пенала. Результат сканирования – график распределения локальной МЭД по длине пеналов приводился в паспорте пенала.

Типичный фрагмент паспорта пенала из хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) реактора МР представлен на Рисунке 3.2.

Спектры гамма-излучения пеналов в ХОЯТ реактора МР измерялись с помощью гамма-локатора со спектрометрическим полупроводниковым детектором [99; 100] на основе материала CdZnTe (CZT) (Рисунок 3.2, верхний спектр, справа). Помимо этого, спектр гамма-излучения измерялся также германиевым ППД детектором (нижний спектр Рисунка 3.2.)

Спектры гамма-излучения для отдельного пенала, показанные на Рисунке 3.2, характерны для всех пеналов из хранилища. Радиоактивность этого пенала обусловлена, в основном, изотопом ^{137}Cs (661,6 кэВ). Другие изотопы тоже присутствуют в этом пенале, но активность их значительно меньше.

В спектре гамма-излучения пенала хорошо видны пики характеристического излучения урана в области около 100 кэВ и интенсивный пик излучения ^{137}Cs . Наличие указанных пиков излучения в гамма-спектре указывает на присутствие значительной концентрации атомов урана в пенале.

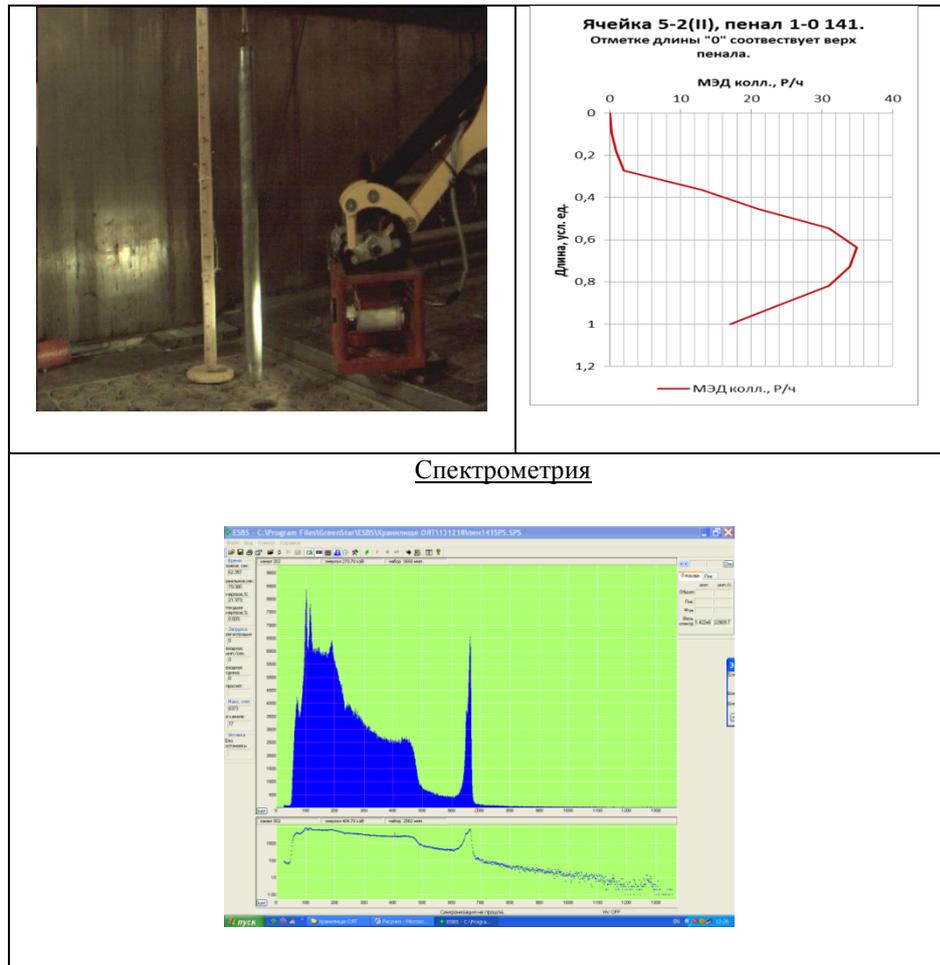


Рисунок 3.2 - Фрагмент паспорта пенала, извлеченного из ХОЯТ реактора МР

Более полная информация о методе идентификации урансодержащих масс содержится в работе [77].

3.2.2. Критерии выбора технологий и инструментальных средств для практической реализации радиационно-безопасных методов вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов

Основным критерием оптимального выбора технологий и инструментальных средств для практической реализации радиационно-безопасных методов вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов является выполнение двух обязательных условий: соблюдения всех норм радиационной безопасности и охраны труда; техническая, технологическая

и экономическая реализуемость всех важных процедур и технологий главного процесса в разумные сроки. Необходимость и достаточность применения этих критериев для выбора технологий и инструментальных средств для практической реализации радиационно-безопасных методов вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов поясняется следующим.

При выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов технически и технологически наиболее сложными являются дезактивационные и демонтажные работы, поэтому от обоснованности и эффективности технологических и технических средств, выбранных для их проведения, во многом зависят их безопасность и суммарные затраты.

Выбор технологического оснащения для всех видов работ по выводу из эксплуатации осуществлялся с учетом всех условий их проведения, особенностей компоновки, геометрии и свойств материалов демонтируемого или фрагментируемого оборудования. При этом главными требованиями к выбору технологического оснащения являлось обеспечение минимального радиационного облучения персонала и загрязнения окружающей среды, его промышленное внедрение, доступность и приемлемая стоимость на рынке, простота и удобство применения.

При выборе технологий дезактивации и демонтажа оборудования и конструкций реакторов МР и РФТ был использован опыт технологического оснащения, полученный при проведении работ по обследованию и ликвидации временных хранилищ РАО, а также опыт выполнения подобных работ специалистами ядерных центров Комиссариата атомной энергии Франции, который был проанализирован в рамках установленных двусторонних рабочих контактов.

Здесь следует сказать, что недостаточно представительный объем практических работ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов во многом затормозил отработку и промышленное внедрение многих отечественных инновационных технологий, оставив их на стадии опытной или лабораторной проработки.

Классификация работ по степени радиационной опасности

Результаты радиационного обследования показали, что активность отложений на внутренних поверхностях технологического оборудования реактора МР определяется радионуклидами ^{137}Cs , ^{90}Sr , для которых МЗА составляет 1×10^4 Бк, и ^{60}Co , для которого МЗА равна 1×10^5 Бк, в петлевой установке со свинцово-висмутовым теплоносителем присутствовали нуклиды $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и ^{210}Po .

Работы, связанные с демонтажом, фрагментацией и упаковкой демонтируемого оборудования в контейнеры являются работами с открытыми радиоактивными веществами. Наличие на рабочем месте одного из выше указанных радионуклидов в количестве более 1×10^9 Бк, а по ^{60}Co – 1×10^{10} Бк, относило их к первому классу работ [29].

В соответствии с Принципиальной программой по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ конечное радиационное состояние технологических помещений реактора после завершения работ по выводу из эксплуатации должно соответствовать гигиеническому нормативу для персонала группы Б.

Обоснование необходимости применения дистанционно-управляемых механизмов

При выводе из эксплуатации исследовательских реакторов существует проблема выполнения работ в высоких радиационных полях [101; 102]. Жесткие требования нормативных документов к величине индивидуальных дозовых нагрузок персонала, занятого на этих работах, определяют выбор оборудования и технологий обращения с РАО, позволяющих снизить дозовые нагрузки.

Применение дистанционно-управляемых механизмов дает существенный выигрыш как в увеличении производительности и энерговооруженности труда, так и при выполнении работ в зонах с высоким уровнем мощности эквивалентных доз. Это позволяет снизить время нахождения персонала в радиационно-опасных условиях.

Широкий диапазон энерговооруженности дистанционно-управляемых механизмов, размещение управляющего этими механизмами персонала за защитными сооружениями, на значительном расстоянии от интенсивных источников излучения и загрязненного оборудования приводит к снижению средних индивидуальных и коллективных доз облучения персонала на два-три порядка, позволяет использовать их во всем спектре технологических операций - от радиационной разведки, дозиметрического и спектрометрического обследования до демонтажных работ и обращения с образующимися в результате этих работ РАО.

Оснащение ДУМ диагностическими системами увеличивает надежность и достоверность результата измерений.

Опыт работ по ликвидации временных хранилищ РАО позволил сформулировать требования к дистанционно-управляемым механизмам, которые целесообразно применять при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок. Эти средства должны иметь:

- длительный ресурс работы, надежное исполнение и существенный период наработки на отказ;
- модификации по габаритам и мощности, позволяющие использовать их в различных условиях работы, быть достаточно энерговооруженными, иметь нагрузку на исполнительном механизме до 1000-3000 кг;
- широкий спектр навесного оборудования и иметь возможность его быстрой дистанционной смены без присутствия персонала в зоне работ;
- легко дезактивируемы, не иметь скрытых полостей и поверхностей, сорбирующих радиоактивную пыль и аэрозоли;
- собственные устройства или должны быть предусмотрены дублирующие способы независимого удаления механизмов из зон высоких мощностей доз на случай непредвиденных обстоятельств или остановки основных двигателей.

Преимущества дистанционно-управляемых средств позволили выполнить необходимый объем работ с соблюдением всех нормативов по обеспечению радиационной безопасности персонала.

Технические средства для резки (фрагментации) металлических конструкций и трубопроводов

Работы по демонтажу загрязненного радионуклидами оборудования и оборудования, содержащего продукты активации нейтронами, в результате механического и термического воздействия на материал демонтируемого оборудования сопровождаются образованием наряду с радиоактивными крупнодисперсными частицами образованием мелкодисперсной аэрозольной фракции.

Загрязнение воздушной среды при демонтаже зависит не только от загрязненности объекта, но и от способа демонтажа.

Все многообразие методов демонтажа оборудования можно свести к двум категориям: огневые и неогневые методы.

К неогневым методам можно отнести: механическую резку (ножовки и гильотинные ножницы, абразивный инструмент, циркулярные режущие машины, канатная резка). К огневым - электродуговая резка, плазменно-дуговая резка, плазменно-водяная резка, кислородно-ацетиленовая резка, термитное копьё, резка взрывом.

Выбор метода резки загрязненного радионуклидами оборудования, материалов и конструкций определяется величиной генерации радиоактивных аэрозолей, образуемых при этом, которые определяются значениями коэффициентов выхода на единицу длины реза на единицу поверхностной загрязненности объекта R_V , или на единицу площади реза оборудования, которое содержит радионуклиды, образовавшиеся в результате активации нейтронами R_F . Результаты экспериментально определенных значений выходов радиоактивных аэрозолей [103] при резке различными способами поверхностно-загрязненного радионуклидами оборудования и оборудования, подвергнувшегося активации нейтронами, приведены в Таблицах 3.1 и 3.2.

Таблица 3.1 - Значения коэффициентов выхода аэрозолей при различных механических и термических способах резки металлического оборудования, имеющего поверхностную загрязненность радионуклидами.

Метод резки и материал	Коэффициент RV, характеризующий выброс на единицу длины реза, Бк/м/(Бк/см ²)
<i>Перекусывание (гидрокусачками, гидрорезницами)</i>	
Труба из углеродистой стали	1
Нержавеющие стальные трубки	0.5
<i>Алмазная проволока, механическая пила</i>	
Лист из углеродистой стали	10
Нержавеющие стальные трубки	5
<i>Кислородно-ацетиленовая резка</i>	
Углеродистые стальные трубки или пластины	1
Нержавеющие стальные трубки или пластины	5
<i>Плазменная резка</i>	
Нержавеющие стальные трубки или пластины	0.5
<i>Резка с помощью абразивного диска</i>	
Углеродистые или нержавеющие стальные пластины	200
Нержавеющие стальные трубки	70

Для снижения уровня радиоактивных аэрозолей в воздухе технологических помещений при демонтаже и фрагментации оборудования были выбраны технологии демонтажа систем, оборудования и конструкций на основе «холодных» способов резки и фрагментации с помощью механических труборезов, гидравлического перекусывающего инструмента и гидрорезниц, устанавливаемых на робототехнические механизмы типа «BROKK» шведского производства с электрическим или дизельным приводом, имеющие большой выбор по мощности самого агрегата и широкий спектр навесного оборудования.

Таблица 3.2 - Значения коэффициентов выхода аэрозолей при различных способах резки металлического оборудования, содержащего радионуклиды, образующихся в результате активации нейтронами

Способ резки	RF - выход на единицу площади реза, Бк/см ² /(Бк/см ³)	RV - выход на единицу длины реза, Бк/м/(Бк/см ³)	Примечание
Перекусывание	0	0	
Механический распил	1%	0,3%	Ширина реза 5мм (металл толщиной 6 мм)
Резка с помощью абразивного диска	50%	30%	Ширина реза 10мм (металл толщиной 6 мм)
Плазменная резка	Нет данных	0,06%	Ширина реза 1мм

Технологии пылеподавления

Для снижения концентрации радиоактивных аэрозолей в воздушной среде помещений и минимизации выхода радиоактивных аэрозолей использовалась система пылеподавления, заключающаяся в безвоздушном пневматическом распылении полимерных составов.

В частности, в процессе демонтажа и фрагментации загрязненного оборудования в технологических помещениях реактора МР и при перемещениях демонтированного оборудования или его фрагментов использовались полимерные составы марки АК-501 и СКС-501, которые на загрязненных поверхностях создают пленки, фиксирующие радиоактивное загрязнение в течение длительного времени. Эти защитные полимерные покрытия обладают способностью в течение длительного времени (до 18 месяцев) предотвращать распространение радиоактивного загрязнения в виде дисперсионных аэрозолей с твердой фазой в окружающее пространство.

На поверхность демонтируемого оборудования указанные составы наносились с помощью установок WAGNER SUPERFINISH 31 немецкого

производства. Применение указанных технологий дезактивации и нанесения защитных и пылеподавляющих составов показало их высокую эффективность при проведении реабилитационных работ и обращении с радиоактивными отходами, что подтверждается результатами исследований [104], показавшими, что при пылеподавлении коэффициент дефляции (подъем аэрозольных частиц в воздух от радиационно-загрязненных поверхностей) уменьшается на 3-5 порядков.

Для дезактивации загрязненного оборудования, строительных и робототехнических механизмов, а также транспортных средств использовались дезактивирующие рецептуры марки ДЕЗ-2 - ДЕЗ-5. Для предотвращения загрязнения оборудования, строительных и робототехнических механизмов применялся пленкообразующий состав марки ВЛ-501, представляющий собой водо-спиртовой раствор поливинилбутирала со специальными комплексообразующими добавками. Этот состав после нанесения образует на рабочих поверхностях оборудования и механизмов изолирующее защитное покрытие, которое препятствует их загрязнению и легко удаляется после завершения работ.

Применение локальной вентиляции.

Важное значение для обеспечения безопасности персонала с точки зрения минимизации внутреннего облучения имеет поддержание загрязненности воздуха радиоактивными аэрозолями на низком уровне [105]. Наряду со спецвентиляцией и использованием пылеподавления, немаловажную роль в этом играет организация локальной вентиляции в зоне проведения работ.

Для очистки воздуха и организации локальной спецвентиляции в зонах производства работ использовались воздуходувные фильтрующие аппараты CRESTA совместного производства США - Германия и вакуумные фильтрующие установки S400 финского производства. Эти установки с расходом воздуха $\sim 10000 \text{ м}^3/\text{ч}$ наряду со штатной системой позволяли поддерживать активность радиоактивности аэрозолей в воздушной среде на низком уровне.

Формирование активности радиоактивных аэрозолей в воздухе технологических помещений зависит от скорости генерации и скорости выведения их из атмосферы помещения.

Выведение долгоживущих аэрозолей из воздушной среды технологических помещений обусловлено двумя процессами:

- удалением их вместе с воздухом в спецвентиляцию и локальную вентиляцию;
- осаждением на поверхностях стен и пола помещения.

С учетом этого равновесная объемная активность аэрозолей в атмосфере помещения может быть описана выражением:

$$A_r = \frac{q_r}{(v_{os} + v_{vs}) \cdot V}, \quad (3.1)$$

где A_r - равновесная концентрация радионуклида r , Бк/м³;

V - объем помещения, м³;

q_r - скорость генерации радионуклида r , Бк/с;

v_{os} - постоянная осаждения радиоактивных аэрозолей, с⁻¹;

v_{vs} - кратность обмена воздуха в технологическом помещении, с⁻¹.

Доля радиоактивных аэрозолей, осаждающихся на окружающих поверхностях помещения (β_{oc}) с учетом механизмов выведения их из атмосферы помещений, составит:

$$\beta_{oc} = \frac{v_{os}}{(v_{os} + v_{vs})}. \quad (3.2)$$

Скорость выведения радионуклидов, находящихся в атмосфере помещения, за счет уноса воздуха в вытяжную спецвентиляцию определяется кратностью обмена воздуха в данном помещении. В технологических помещениях за счет спецвентиляции обеспечивается ~3-кратный обмен воздуха в час, что соответствует постоянной выведения аэрозолей из воздушной среды за счет

спецвентиляции $\sim 10^{-4} \text{ с}^{-1}$. За счет локальной вентиляции при расходе $10000 \text{ м}^3/\text{ч}$ постоянная выведения радиоактивных аэрозолей в зависимости от размеров помещения будет находиться в диапазоне $3 \times 10^{-3} - 3 \times 10^{-2} \text{ с}^{-1}$.

Постоянная снижения объемной активности аэрозолей в воздухе помещения за счет осаждения на окружающих поверхностях зависит от конфигурации и размеров помещения [106] и оценивается по формуле:

$$v_{os} = k_{os} \cdot \frac{S}{V}, \quad (3.3)$$

где S - площадь поверхностей помещения, м^2 ;

V – объем помещения, м^3 .

k_{os} - постоянная массопереноса, $\text{м}/\text{с}$;

Для радиоактивных аэрозолей $k_{os} = 5 \cdot 10^{-4} \text{ м}/\text{с}$ [107].

Для помещений $10-100 \text{ м}^3$ отношение S/V находится в диапазоне $0,5-1,0 \text{ м}^{-1}$, при этом значение постоянной выведения за счет осаждения на поверхностях составит $3 \times 10^{-4} - 5 \times 10^{-4} \text{ с}^{-1}$.

Таким образом, доля радиоактивных аэрозолей, осаждающихся на окружающих поверхностях помещения, β_{oc} составит 1-10%, при этом 90-99% аэрозолей будет поступать в спецвентиляцию и локальную вентиляцию, выбрасываемый воздух из которых очищается на фильтрах с эффективностью очистки не менее 99,9%.

3.2.3. Особенности обращения с РАО, образующимися в результате демонтажа оборудования

Существовавшие до последнего времени схемы обращения с РАО не ставили перед собой задачу окончательного решения проблемы, поскольку базировались на принципе отложенного решения, что на практике означало ограничение схемы обращения с РАО только этапами сбора и временного хранения не кондиционированных отходов. Ситуация изменилась с момента активизации работ по выводу из эксплуатации ОИАЭ.

Период между остановом ИЯР и началом работ по выводу его из эксплуатации зачастую занимает длительное время, в течение которого могут быть утрачены точные данные об объектах хранения в приобъектовых хранилищах, среди которых находятся и высокоактивные, и, в ряде случаев, топливосодержащие объекты. В этом случае потребуется инвентаризация содержимого хранилищ, в том числе проведение определения наличия отработавшего ядерного топлива [108].

Работы по удалению РАО из приобъектовых хранилищ и демонтажу оборудования исследовательских установок трудоемки и сопряжены с существенными дозовыми нагрузками на персонал. В результате демонтажных работ образуется значительное количество радиоактивных отходов среднего уровня активности и некоторое количество ВАО, поэтому правильный методический подход к их выполнению позволяет существенно снизить дозовые нагрузки на персонал.

Основными принципами, которыми следует руководствоваться при выборе методов обращения с РАО, являются выполнение норм радиационной безопасности и минимизация радиационной нагрузки на персонал при выполнении этих работ.

С этой целью, в процессе подготовки и выполнения работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ все операции, начиная с радиационного обследования компонентов исследовательской установки, удаления РАО из хранилищ, демонтажа оборудования и конструкций установки, выполнялись с использованием дистанционно-управляемых механизмов, идентификация наиболее интенсивно излучающих участков технологических помещений и элементов оборудования осуществлялась методами дистанционной радиационной диагностики с помощью радиометрических и спектрометрических систем, разработанных и созданных на основе гамма-камер различного типа.

Сортировка отходов по уровням активности и выбор транспортных контейнеров также выполнялась с применением специальных методик и технологий с помощью робототехнических средств, наведение которых на

источники гамма-излучения осуществлялось на основе данных, получаемых с помощью средств визуализации гамма-излучения. Комплексное выполнение операций позволило существенно снизить дозовые нагрузки на персонал. Применение технологий пылеподавления и постоянный контроль объемной активности аэрозолей в воздухе позволил не допустить значительных выбросов радионуклидов в процессе операций по фрагментации оборудования и дал возможность избежать загрязнения окружающей среды.

Предварительное радиационное обследование технологических помещений для выявления наиболее интенсивно излучающих элементов оборудования и поверхностей строительных конструкций являлось обязательным этапом в процессе вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ. Решение об последовательности действий при демонтаже оборудования принималось в зависимости от варианта распределения радиоактивного загрязнения внутри помещения.

Типичный случай, когда измерения показали неоднородное загрязнение оборудования, например, отдельные участки значительно загрязнены радионуклидом ^{137}Cs , но они не совпадают с участками, загрязненными ^{60}Co , при этом выявленные интенсивно излучающие поверхности и оборудование не вносят основного вклада в мощность эквивалентной дозы, усредненной по всему помещению, то есть их удаление не приведет к значительному снижению мощности эквивалентной дозы во всем объеме помещения. В этом случае оптимальным методом демонтажа являлся последовательный демонтаж оборудования, доступного дистанционно-управляемым механизмам от входа в помещение.

Существенно иная ситуация возникала, если обследование выявляло один или несколько мощных источников, определяющих радиационную обстановку в помещении. В каждом конкретном случае решался вопрос: сразу удалить эти источники, или получить к ним доступ самым коротким путем, и затем удалить, тем самым существенно уменьшив дозовую нагрузку на персонал.

Принимая во внимание высокую плотность компоновки оборудования в технологических помещениях реактора МР и габаритные ограничения транспортных коридоров, для перемещения демонтированного оборудования и его фрагментов использовались тележки и погрузчики с электроприводом и небольшой шириной колесной базы. Грузоподъемные операции с демонтированным оборудованием осуществлялись как штатными кран-балками, так и с помощью робототехнических механизмов «BROКК», вилочных штабелеров и мини-кранов типа UNIC URW295CMR японского производства.

Метод выбора транспортного контейнера.

При транспортировке твердых радиоактивных отходов в транспортных контейнерах должны выполняться нормы радиационной безопасности, регламентирующие величину предельно допустимых значений мощности дозы на расстояниях 10 и 100 см от стенок контейнера. Мощность экспозиционной дозы на этих расстояниях не должна превышать значений 1мЗв/ч и 0,1мЗв/ч, поэтому основной задачей при загрузке контейнеров является применение технологии сортировки и заполнения контейнеров РАО, обеспечивающей, с одной стороны, выполнение норм радиационной безопасности, а с другой стороны, минимизирующей радиационную нагрузку на обслуживающий персонал при выполнении этих работ. Последнее обстоятельство требует пояснения – при загрузке контейнера важно не превысить предельно допустимое количество активности, чтобы не нарушить транспортные нормы по мощности дозы. В противном случае потребуется перезагрузка контейнера, что приведет к дополнительному радиационному облучению работающего персонала.

Загрузка контейнеров средне-активными отходами.

Для транспортировки РАО наиболее часто используются два типа контейнеров: металлический контейнер КРАД и бетонный контейнер (типа НЗК). Последний тип контейнера допускает модификации, предназначенные для усиления защиты при загрузке высокоактивных отходов.

Основной задачей сортировки является определение типа контейнера, в который должна попасть очередная порция отходов в процессе ее извлечения и последующей загрузки в контейнер. Для этих целей предусматриваются две процедуры:

- определение отношения активностей ^{60}Co и ^{137}Cs ;
- измерение мощности дозы на определенном расстоянии от перегружаемой порции отходов.

Отношение активностей ^{60}Co и ^{137}Cs можно измерить переносным спектрометром «Колибри» с коллимированным детектором, созданным на основе сцинтиллятора NaI(Tl). Для снижения загрузки анализатора и влияния фонового излучения детектор имеет коллиматор и защиту (Рисунок 3.3).

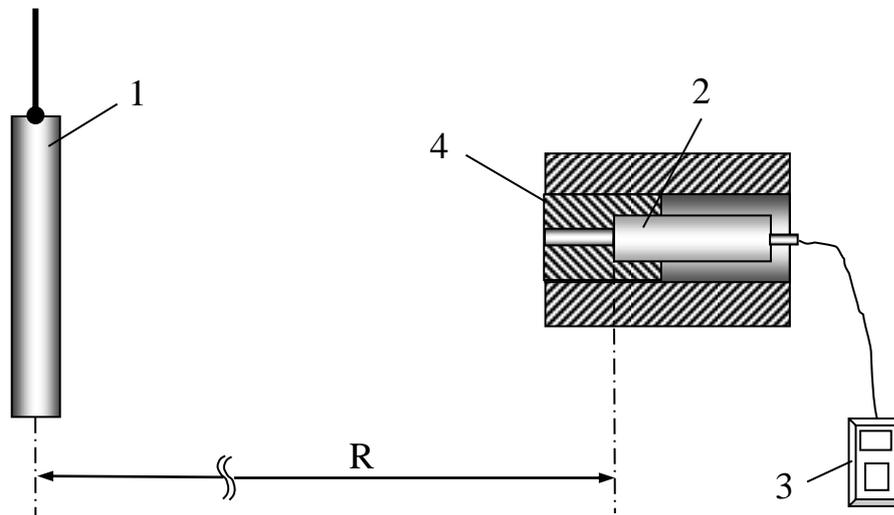


Рисунок 3.3 - Условная схема измерения для определения отношения активностей радионуклидов в образце РАО

1 – извлеченная порция РАО; 2 – сцинтилляционный детектор; 3 – переносной анализатор «Колибри»; 4 – коллиматор детектора.

Коллиматор детектора цилиндрической формы с каналом диаметром 10 мм, что обеспечивает уменьшение падающего на детектор потока излучения в 25 раз.

Исходной информацией для определения отношения активностей ^{60}Co и ^{137}Cs являются значения скоростей счета в пиках полного поглощения по линиям 662 и 1332 кэВ аппаратного спектра излучения. На Рисунке 3.4 приведена

универсальная кривая для определения доли активности ^{60}Co в измеряемом образце РАО.

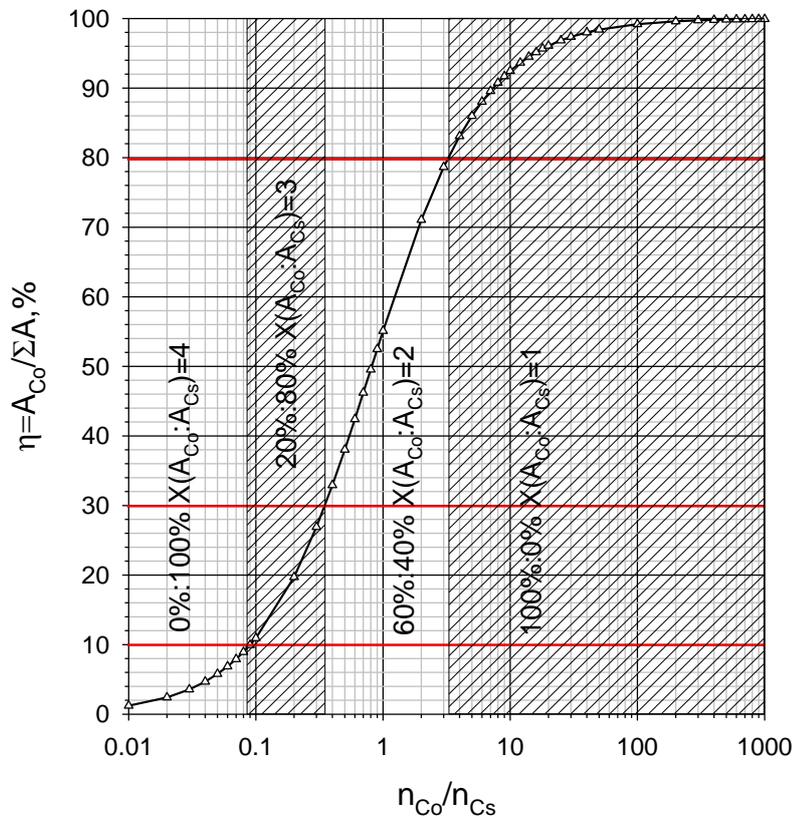


Рисунок 3.4 - Универсальная кривая зависимости доли активности ^{60}Co (в процентном соотношении) от отношения скоростей счета в пиках полного поглощения излучений радионуклидов ^{60}Co и ^{137}Cs

По результатам измерений аппаратурных спектров образцов РАО следует определить скорости счета в пиках полного поглощения n_{Co} и n_{Cs} , а затем по универсальной кривой (Рисунок 3.4) – определить отношение активности ^{60}Co к суммарной активности ^{60}Co и ^{137}Cs , т.е. $\eta = A_{Co} / (A_{Cs} + A_{Co}) \equiv A_{Co} / \sum A$.

Такая детальная информация для задачи сортировки отходов является излишней, поэтому все образцы РАО по соотношению активностей ^{60}Co и ^{137}Cs были поделены на 4 группы, для которых предполагались следующие усредненные значения соотношения активностей:

1. группа – $(A_{Co}:A_{Cs})=100\%:0\%$ ($X=1$)
2. группа – $(A_{Co}:A_{Cs})=60\%:40\%$ ($X=2$)

3. группа – ($A_{Co}:A_{Cs}$)=20%:80% ($X=3$)
4. группа – ($A_{Co}:A_{Cs}$)=0%:100% ($X=4$)

Вторая процедура (измерение мощности дозы) осуществляется в геометрии, показанной на Рисунке 3.5.

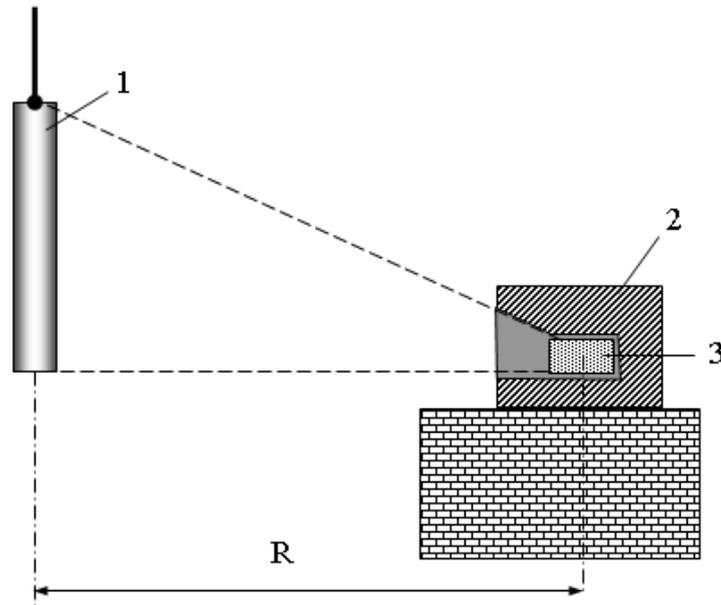


Рисунок 3.5 - Геометрия измерения мощности дозы, создаваемой образцом РАО
1 – извлеченная порция РАО; 2 – защита и коллиматор дозиметра; 3 – дозиметр

При измерении мощности дозы расстояние между извлеченным образцом РАО и коллимированным дозиметром должно быть фиксированным, например, равным 1,5 м.

По значению измеренной мощности дозы и определенному соотношению активностей ^{60}Co и ^{137}Cs (η) можно, используя коэффициент перехода $K_{P \rightarrow A}$ по формуле:

$$A_{tot} = P_1(1,5M) \cdot K_{P \rightarrow A}, \quad (3.4)$$

найти их общую активность, а также выбрать тип используемого контейнера. По величине η и общей активности оценивать активности каждого радионуклида:

$$A_{Co} = A_{tot} \cdot \eta \text{ и } A_{Cs} = A_{tot} \cdot (1 - \eta). \quad (3.5)$$

В Таблице 3.3 приведены значения мощности дозы - P_{10} , создаваемой образцом РАО с единичной общей (суммарной) активностью на расстоянии 1,5 м (измерения в геометрии Рисунка 3.5), и коэффициенты перехода $K_{P \rightarrow A}$ для различных соотношений активностей ^{60}Co и ^{137}Cs (значений обобщенного параметра X). Эти данные были рассчитаны методом Монте-Карло.

Таблица 3.3 - Значения мощности дозы, создаваемой образцом РАО с единичной общей активностью

Значение обобщенного параметра X	Отношение активностей $A_{\text{Co}}:A_{\text{Cs}}$	Значение мощности дозы $P_{10}(1,5\text{м})$, (мЗв/ч)/Ки	Значение коэффициента перевода $K_{P \rightarrow A}$, Ки/(мЗв/ч)
1	100%:0%	3,34	0,299
2	60%:40%	2,46	0,407
3	20%:80%	1,37	0,730
4	0%:100%	0,85	1,180

На Рисунке 3.6 представлена номограмма для определения мощности эквивалентной дозы, создаваемой извлеченным образцом РАО на расстоянии 1 м от стенки контейнера КРАД или НЗК, для различных обобщенных параметров X.

Эта номограмма предназначена для оценки самой неблагоприятной ситуации, когда образец РАО при загрузке контейнера оказывается расположенным вблизи стенки контейнера. Очевидно, что МЭД на расстоянии 1 м от стенки контейнера, создаваемая образцом РАО, не должна превышать предельно допустимое значение, т.е. 100 мкЗв/ч. Такая информация не решает полностью поставленной задачи, т.к. не учитывает предшествующие закладки РАО в контейнер. Тем не менее, она позволяет предварительно выбрать тот или иной тип контейнера для конкретного извлеченного образца РАО. Как видно из Рисунка 3.6, если значение P_1 для образца РАО превышает 485 мкЗв/ч, то его ни в один из стандартных контейнеров помещать нельзя. В этом случае нужно

использовать контейнер с усиленной защитой, возможные варианты которой будут рассмотрены ниже.

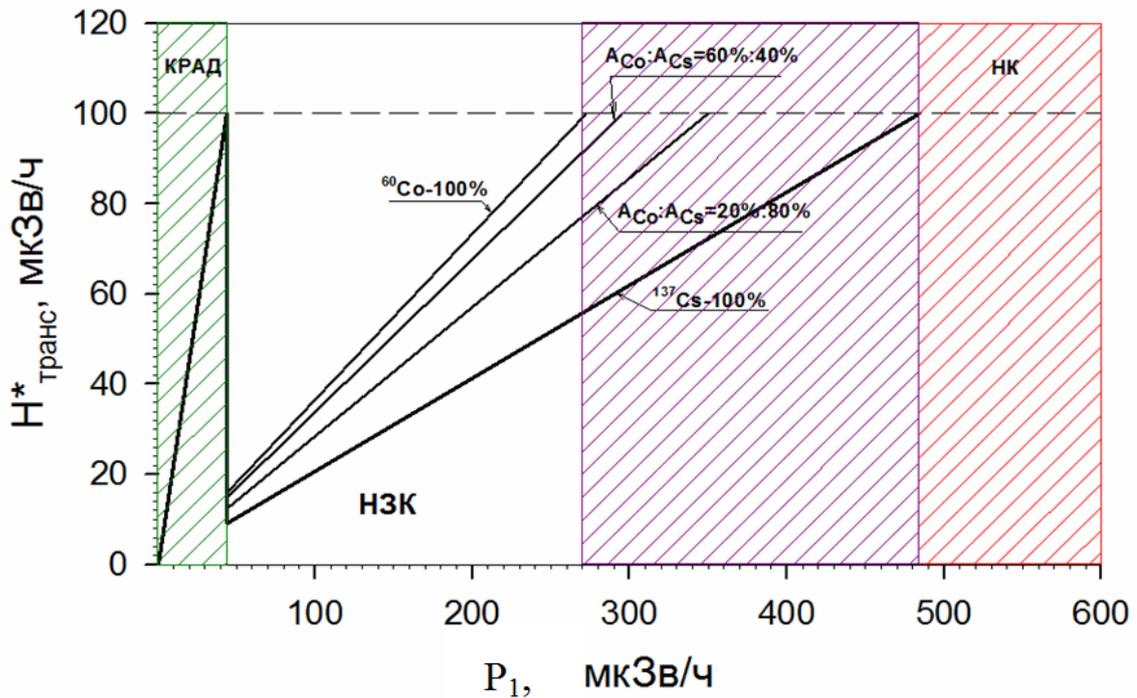


Рисунок 3.6 - Номограмма для оценки мощности эквивалентной дозы, создаваемой образцом РАО на расстоянии 1 м от поверхности контейнера
 P_1 – значение МЭД на расстоянии 1,5 м от образца РАО
 (измерение в геометрии, представленной на Рисунке 3.5)

Загрузка контейнеров высокоактивными отходами

При загрузке высокоактивных отходов необходимо использовать контейнеры с дополнительной защитой. Один из вариантов такого контейнера представлен на Рисунке 3.7.

Такой модифицированный контейнер содержит бетонное кольцо с внешним диаметром 890 мм и толщиной стенок 80 мм. Его внутренняя часть используется для заполнения высокоактивными отходами, которые дополнительно пересыпаются чугуной дробью для поглощения излучения.

Внешнее пространство заполняется низко-активными отходами, которые играют роль дополнительной защиты от излучения центральной части контейнера с отходами высокой активности.

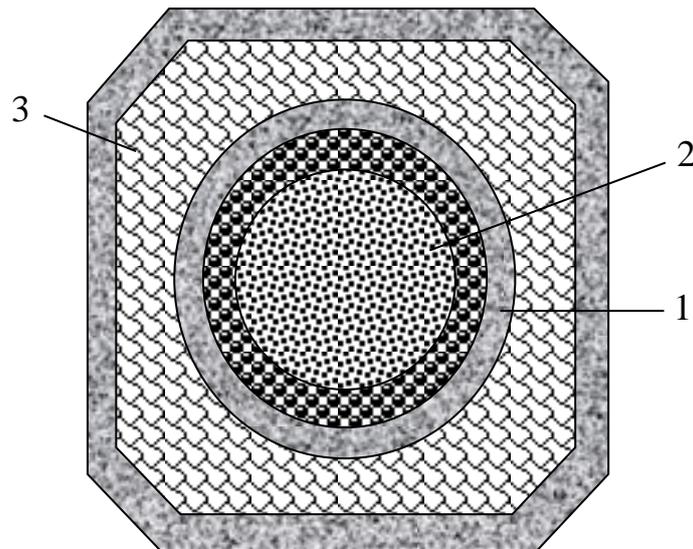


Рисунок 3.7 - Схема контейнера НЗК с дополнительной защитой

1 – бетонное кольцо; 2 – высокоактивные отходы с чугунной дробью;

3 – низко-активные отходы

Оценка мощности дозы вблизи контейнера при его загрузке радиоактивными отходами разных категорий была выполнена с применением расчетов по методу Монте-Карло.

3.3. Методическое обеспечение радиационно-экологической безопасности

Оригинальное методическое обеспечение радиационно-экологической безопасности при выполнении всех процессов и процедур вывода из эксплуатации ИЯР в рамках предлагаемой процессно-целевой методологии обеспечивается путем формирования необходимых документов и рекомендаций. В общем случае это методическое обеспечение должно быть соответствующим образом верифицировано и документировано. Обычно процесс валидации – процесс создания и введения в действия отраслевых стандартов и стандартов предприятия (организации). В составе методического обеспечения радиационно-экологической безопасности при выполнении всех процессов и процедур вывода из эксплуатации ИЯР в рамках предлагаемой процессно-целевой методологии необходимо наличие приведенных ниже документов.

3.3.1. Стратегия обеспечения радиационной безопасности персонала и населения при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов

Стратегия обеспечения радиационной защиты и ее оптимизация неоднократно обсуждалась в публикациях Международной комиссии по радиационной защите [7; 8] и получила свое воплощение в Международных основных нормах защиты от ионизирующих излучений [5].

Современное обоснование стратегии радиационной защиты приобрело заверченный вид в последних обобщающих публикациях МКРЗ № 103 2007 года [10], на основании которой были пересмотрены НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010.

За основу оптимизации радиационной безопасности МКРЗ рекомендует принять снижение индивидуальных эффективных доз персонала и сокращение числа работников, привлекаемых к радиационно-опасным работам.

Технический уровень проведения работ и отношение к порядку обеспечения радиационной защиты в значительной степени зависит от нормирования, контроля и регулирования радиационных параметров [109].

За годы проектирования, создания и эксплуатации реакторов РФТ и МР нормативы радиационной защиты персонала претерпели значительные изменения:

- до 1951 года за допустимую дозу принимался 1 Гр/год (100 рентген/год);
- с 1951 по 1959 гг. – 150 мЗв/год (15 бэр/год);
- к началу пуска реактора МР (1962 г) нормативы радиационной безопасности были снижены до 50 мЗв/год (5 бэр/год).

3.3.2. Проектные решения радиационной защиты персонала

Введение новых норм радиационной безопасности НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010, регламентирующих снижение нормативов по дозе для персонала до 20 мЗв/год, для населения - до 1 мЗв/год, совпало с проведением наиболее радиационно-опасных работ по:

- удалению отработавшего ядерного топлива с площадки реактора;

- ликвидации временных приповерхностных хранилищ радиоактивных отходов, основу которых составляло демонтированное оборудование реактора РФТ;

- возобновлению вывоза накопившегося в Центе отработавшего ядерного топлива на переработку на ПО «Маяк».

Радиационное состояние объекта, установленное комплексным инженерно-радиационным обследованием, представлено данными Таблицы 3.4.

Таблица 3.4 - Уровни радиоактивного загрязнения оборудования и мощность дозы гамма-излучения в помещениях реактора МР, активность отработавшего топлива, размещенного в сухом хранилище ОЯТ НИЦ «Курчатовский институт».

Реактор МР	Активность загрязненного оборудования петлевых установок, Бк		10^{14}
	Мощность дозы гамма-излучения в помещениях петлевых установок, мЗв/ч		до 20
	Мощность дозы гамма-излучения внутриреакторных конструкций, Зв/ч		до 1,5
Оборудование реактора РФТ размещенное в:	Приповерхностных хранилищах РАО	Активность, Бк	10^{14}
		Мощность дозы гамма-излучения, мЗв/ч	до 300
	Реакторном зале МР	Мощность дозы гамма-излучения от конструкций, мЗв/ч	30
Радиационные характеристики ОЯТ	Активность одного изделия, Бк		$5 \times (10^{12} - 10^{13})$
	Мощность дозы гамма-излучения, Зв/ч		до 1,2

Результаты радиационного обследования реакторов МР и РФТ свидетельствуют, что при выполнении работ по их выводу из эксплуатации годовую индивидуальную дозу, не принимая мер по защите персонала, можно получить за один час и менее [110-112].

За годы длительной работы НИЦ «Курчатовский институт» оказался окруженным жилым массивом Северо-Западного административного округа города Москвы и обеспечение радиационной защиты населения после снижения нормативов необходимо было осуществлять в условиях существующей санитарно-защитной зоны института, ограниченной периметром его территории.

Перечисленные выше обстоятельства потребовали провести мероприятия по оптимизации радиационной защиты персонала и населения на современном научно-техническом и технологическом уровне.

Для обеспечения радиационной защиты населения при извлечении фрагментов оборудования РФТ из приповерхностных хранилищ, расположенных на территории НИЦ «Курчатовский институт» вблизи жилого массива, необходимо было прежде всего предотвратить перенос радионуклидов в воздухе и максимально уменьшить образование радиоактивной пыли и аэрозолей.

Были разработаны и внедрены технологии пылеподавления и дезактивации с использованием полимерных составов.

Предусмотренная проектом работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ система радиационного контроля обеспечивала контроль выполнения работ с соблюдением всех нормативов по радиационной безопасности. В частности, стационарная система контроля обеспечивала контроль объемной активности радионуклидов в воздухе помещений, контроль мощности эквивалентной дозы в помещениях и зонах работ обеспечивался использованием пороговых детекторов, оснащенных системами световой и звуковой сигнализации. Помимо этого, для предварительного обследования и контроля в ходе работ было предусмотрено использование дополнительных систем дистанционной диагностики: радиометрического комплекса радиационной разведки «Гамма-Пионер», портативной спектрометрической системы «Гамма-локатор» и портативной гамма-камеры «Гаммавизор»;

Указанные системы позволяли решать широкий набор задач и работать как по отдельности, так и в комплексе для получения наиболее полных данных о радиационной обстановке, источниках гамма-излучения, радионуклидном составе

загрязнения оборудования и поверхностей реабилитируемых помещений реактора.

Для защиты персонала были предусмотрены следующие методы и принципы организации работ:

- постоянный радиационный контроль, включающий индивидуальный контроль дозы внешнего облучения, контроль объемной активности радионуклидов в воздухе, ежегодный контроль внутреннего облучения персонала путем измерения активности гамма-излучающих радионуклидов в теле работников;

- применение «холодных» методов резки;

- применение дистанционно-управляемых механизмов, оснащенных гидравлическими ножницами, кусачками, режущим инструментом с алмазными проволокой, позволяющих проводить большинство технологических операций дистанционно;

- пылеподавление и фиксация радиоактивных загрязнений путем распыления полимерных составов, что на 3-5 порядков снижает дефляцию радиоактивных частиц с поверхностей демонтируемого оборудования;

- поддержание на возможно низком уровне загрязнений поверхностей пола, стен, оборудования путем проведения ежесменной дезактивации помещения с применением моющих средств;

- проведение диагностики радиационного состояния объекта, перед каждым видом работ по демонтажу, фрагментации оборудования и отправке в радиоактивные отходы;

- разработка на каждый вид работ проекта производства работ и пооперационного технологического регламента, в котором определяются порядок проведения работ, обязанности и ответственность исполнителей работ за соблюдение технологии производства работ и обеспечение безопасности.

Технологии извлечения из приповерхностных хранилищ демонтированного оборудования реактора РФТ, обращения с отработавшим ядерным топливом,

демонтажа оборудования реактора МР основаны на применении дистанционно управляемых механизмов.

Специалистами Центра были разработаны и внедрены методы дистанционной диагностики радиационного состояния объектов, основанные на применении коллимированных спектрометрических детекторов излучения и систем визуализации гамма-изображения, совмещенных с телевизионными видеосистемами. Эти системы позволяют дистанционно определять места нахождения источников гамма-излучения и распределение активности.

Размещение приборов радиационной диагностики на навесном оборудовании робототехнических средств позволяет дистанционно наводить механизированные инструменты на источник радиоактивного загрязнения и управлять технологическим процессом демонтажа, фрагментации и кондиционирования РАО.

В соответствии с положениями НРБ-99/2009 в числе проектных решений было введение граничных значений дневной дозы и самоконтроль персонала с помощью электронного индивидуального дозиметра ДКГ-05Д с сигнализацией о превышении заданной дозы. При получении граничного значения дневной дозы работник должен освободиться от работ в условиях возможного радиационного воздействия. В процессе выполнения работ, по мере роста квалификации работников и улучшения организации работ, значение граничной дозы постепенно снижалось с 1 мЗв/неделя до 50 мкЗв/день.

В итоге, систему обеспечения радиационной защиты персонала и населения можно представить следующей схемой (Рисунок 3.8):



Рисунок 3.8 - Система обеспечения радиационной безопасности населения и персонала

3.3.3. Методическое обеспечение радиационного контроля

Проектными решениями предусматривалось методическое обеспечение радиационного контроля.

Работы должны проводиться в соответствии с требованиями законодательства об обеспечении единства измерений, а также ГОСТов и методических указаний:

- ГОСТ Р 8.594-2002. Метрологическое обеспечение радиационного контроля;
- ГОСТ Р 8.563-96 ГСИ. Методики выполнения измерений;
- МИ 2453-2000 ГСИ. Методики радиационного контроля. Общие требования;

- Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования. МУ 2.6.1.16-2000;

- Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования. МУ 2.6.1.25-2000;

- Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования. МУ 2.6.1.26-2000;

- Контроль радиационной обстановки Общие требования. МУ 2.6.1.14-2000;

- Объемная активность радионуклидов в воздухе на рабочих местах. Требования к определению величины среднегодовой активности.

Кроме того, был разработан комплект методик по радиационному контролю при проведении работ по реабилитации и выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ и комплект методик дистанционной диагностики и паспортизации РАО, согласованных в ЦМИИ ГНМЦ «ВНИИФТРИ».

Для минимизации дозовой нагрузки на персонал большое значение имеет организация работ, разработка проектов производства работ (ППР). От степени продуманности такого рода документов, степени детализации этапов работ, зависит время их выполнения, а значит, полученная работником доза.

В ППР определяются: порядок организации данной работы, перечень правил и инструкций, регламентирующих требования безопасности, технологический регламент, перечень применяемых механизмов и вспомогательного оборудования, персональная ответственность исполнителей за обеспечение безопасности.

Документ должен содержать максимально подробный перечень организационных мероприятий, содержащий сведения по:

- составу рабочей смены, руководителю работ, допускающему, производителю работ;

- регламенту выполнения основных технологических операций;

- необходимости выполнения фото- и видеосъемки на всех этапах выполнения основных технологических операций, с электронной архивацией материалов;

- регламенту междуменных мероприятий,

а также перечень используемых технических средств - состав и требования к их характеристикам и требования к организации дозиметрического и радиометрического контроля:

- статус лаборатории радиационного контроля;

- виды обязательных исследований и контролируемых параметров;

- состав используемых средств.

3.3.4. Методика контроля объемной активности аэрозолей в воздухе

Проведение исследований объемной активности воздуха осуществлялось в соответствии с методикой [113].

Отбор проб осуществлялся с помощью устройства ПУ-5, эксплуатация которого проводится в соответствии с «Руководством по эксплуатации пробоотборника воздуха переносного ПУ-5» ФВКМ.418311.001 РЭ.

Пределы измерения объемного расхода воздуха на установке ПУ-5 составляют 20-120л/мин, погрешность объемного расхода не превышает $\pm 10\%$.

Для оперативного мониторинга за состоянием радиационной обстановки в зоне проведения работ применялась установка УДА-1АБ.

Радиометрический и спектрометрический анализ проб воздуха проводился в соответствии с методиками выполнения измерений (МВИ):

- Измерение активности радионуклидов в аэрозольных фильтрах с использованием спектрометрического комплекса «ISO-CART» с программным обеспечением «ISOPLUS-B32»;

- «Методика выполнения измерений счетных образцов с использованием альфа-бета радиометра УМФ - 2000».

- Методика выполнения измерений активности ^{90}Sr радиометрическим способом с использованием сцинтилляционного детектора бета-излучения;

Средства измерения:

- Мобильный гамма-спектрометрический комплекс ISO-CART «ORTEC». Сертификат Госстандарта России за № 16542;
- Альфа- бета радиометр УМФ – 2000. Номер в Госреестре средств измерения Казахстана KZ.02.03.00246-2003/16297-03;
- Спектрометрический детектор бета-излучения.

Средства измерения подлежат поверке не реже одного раза в год.

Диапазон измерений (10^{-4} - 2×10^{-5}) Бк /м³.

По результатам радиометрических и спектрометрических измерений проб (аэрозольных фильтров), отобранных с помощью аспирационных установок, в соответствии с МВИ по каждому радионуклиду определялись значения объемной активности и абсолютные неопределенности измерений за соответствующий период контроля.

Абсолютная неопределенность результата контроля объекта за период T_j может быть оценена с использованием выражения:

$$\Delta Q_j = \left(\sum_{i=1}^k w_{i,j} \right)^{-1/2}. \quad (3.6)$$

Среднее значение объемной активности в воздухе за длительный период контроля (месяц, год), в соответствии с МУ 2.6.1.44-2002 «Объемная активность радионуклидов в воздухе на рабочих местах. Требования к определению величины среднегодовой активности», определяется по формуле:

$$\{Q\} = \frac{\sum_{j=1}^N \tilde{w}_j \times \{Q_j\} \times T_j}{\sum_{j=1}^N \tilde{w}_j \times T_j}, \quad (3.7)$$

Здесь N - число периодов контроля за месяц, год и т.д.,

$$а \quad \tilde{w}_j = \frac{1}{(\Delta Q_j)^2}, \quad (3.8)$$

- статистический вес j -ого периода контроля.

Результаты контроля записываются в протокол измерений.

Неопределенность измерений составляет $\pm 50\%$ и обусловлена:

- статистической и систематической погрешностью средств измерений и метода измерений;
- представительностью контроля, т.е. неопределенностью перенесения результатов измерений в точках контроля на весь объект в целом;
- физической неопределенностью объекта контроля.

Для определения соответствия зоны работы персонала (объекта радиационного контроля) нормативным требованиям радиационной безопасности по параметру объемной среднегодовой активности $\{Q\}$ используют параметр соответствия B и его неопределенность U_B :

$$B = \frac{\{Q\}}{L_Q} \quad (3.9) \quad \text{и} \quad U_B = \frac{\Delta Q_{PK}}{L_Q}, \quad (3.10) \quad \text{Здесь } L_Q - \text{ значение}$$

норматива для параметра Q (предел нормируемой величины). Рабочая зона (объект контроля) признается соответствующим нормативным требованиям, если $B + U_B \leq 1 + \alpha$, где α - параметр, характеризующий приемлемую неопределенность контроля в долях от предела нормируемой величины (в относительных единицах). При контроле индивидуальных доз внутреннего облучения персонала МКРЗ и МАГАТЭ рекомендовано $\alpha = 1,5$, такое же значение можно выбирать и для среднегодового значения объемной активности, т.к. эта величина определяет внутреннюю дозу облучения [10].

3.4. Выводы к Главе 3

Рассмотрены основные факторы, влияющие на выполнение комплекса работ по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов на примере исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ НИЦ «Курчатовский институт». Предложена и обоснована информационная модель процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности.

Сформулированы основные критерии выбора технологий и инструментальных средств для практической реализации радиационно-безопасных методов вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов и сформирован состав оригинального методического обеспечения радиационно-экологической безопасности при выполнении всех процессов и процедур вывода из эксплуатации ИЯР. Предложены: процессно-целевая методология вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности и рекомендации для общего случая проведения радиационно-опасных работ, включающих разработку методов обращения с ОЯТ, критериев выбора технологий и инструментальных средств для проведения демонтажных работ, включающих дистанционно-управляемые механизмы, технические средства для демонтажа оборудования, для технологии пылеподавления и применения локальной вентиляции.

Разработаны и описаны организационно-технические мероприятия по обеспечению радиационно-экологической безопасности, которые базируются на следующих основных положениях и принципах:

- постоянный радиационный контроль, включающий индивидуальный контроль дозы внешнего облучения, контроль объемной активности радионуклидов в воздухе, ежегодный контроль внутреннего облучения персонала путем измерения активности гамма-излучающих радионуклидов в теле работников;
- применение «холодных» методов резки и фрагментации оборудования;
- применение дистанционно-управляемых механизмов, оснащенных широким спектром быстросъемного навесного оборудования, позволяющего проводить большинство технологических операций дистанционно;
- пылеподавление и фиксация радиоактивных загрязнений путем распыления полимерных составов, что снижает концентрацию радиоактивных нуклидов в воздухе помещения и снижает дефляцию радиоактивных частиц с поверхностей демонтируемого оборудования на 3-5 порядков;

- поддержание на возможно низком уровне загрязнений поверхностей пола, стен, оборудования путем проведения ежесменной дезактивации помещения с применением дезактивирующих средств;

- проведение прогнозной диагностики радиационного состояния объекта, перед каждым видом работ по демонтажу, фрагментации оборудования и обращению с РАО;

- документирование, в рамках системы управления качеством, главного процесса путем разработки на каждый вид работ проекта производства работ и пооперационного технологического регламента, в котором определяются порядок проведения работ и обязанности и ответственность исполнителей работ за соблюдение технологии производства работ и обеспечение безопасности.

Рассмотрены и улучшены проектные решения радиационной защиты персонала и методическое обеспечение радиационного контроля, методы контроля объемной активности аэрозолей в воздухе.

Таким образом, создана методология вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности и имеющая свойство инвариантности к различным проектам исследовательских ядерных реакторов и установок, испытательных стендов, которые предназначены для исследований в сфере использования атомной энергии и безопасности ОИАЭ.

ГЛАВА 4. РЕАЛИЗАЦИЯ РАЗРАБОТАННЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ ПРИ ВЫПОЛНЕНИИ РАБОТ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ МР И РФТ

4.1. Порядок и условия верификации и апробации процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности

Верификация и практическая апробация процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, проводилась в период практической деятельности по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ НИЦ «Курчатовский институт». Сущность этой деятельности и результаты верификации названной выше методологии кратко состояла в следующем.

После выгрузки топлива из активной зоны были проведены мероприятия по удалению топлива и накопленных радиоактивных отходов с площадки реактора, которые включали:

- удаление облученного топлива из приреакторного хранилища в реакторном зале;
- удаление топливной сборки из петлевого канала жидкометаллической петлевой установки;
- удаление облученных петлевых каналов из бассейна – хранилища;
- удаление радиоактивных отходов из приреакторных хранилищ РАО;
- удаление радиоактивных отходов из камеры резки и ее демонтаж.

4.2. Первоочередные мероприятия по подготовке к выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов

4.2.1. Демонтаж петлевого канала с облученной сборкой петлевой установки ПВМ с Pb-Bi теплоносителем

Как было отмечено в разделе 2.5.3, при выполнении работ по разгрузке активной зоны реактора МР в ней была оставлена тепловыделяющая сборка петлевой установки ПВМ со свинцово-висмутовым теплоносителем.

Визуальное обследование с помощью подводной видеосистемы подтвердило, что доступ к каналу петлевой установки свободен и нет видимых препятствий для извлечения этого канала из активной зоны.

Для обеспечения радиационного контроля при выполнении работ использовались средства дистанционной диагностики, установленные на робототехническом средстве «BROKK -180»:

- «Гаммавизор» – для получения изображения активной части канала;
- дистанционно управляемый спектрометрический коллимированный детектор гамма-излучения «Гамма-локатор» с детектором CdZT – для получения спектральных характеристик гамма-излучения;
- коллимированная дозиметрическая система, совмещенная с видеокамерой - для измерения МЭД, видеосъемки и видеоконтроля за процессом извлечения канала.

Чтобы извлечь канал из активной зоны, его было необходимо отсоединить от входных и выходных трубопроводов петлевой установки. С помощью дистанционно-управляемого средства «BROKK-260», оснащенного гидрорезками, производилась резка горизонтальных участков подводящих и отводящих трубопроводов петлевой установки ПВМ. Технология фрагментации трубопроводов предусматривала пошаговый процесс - из трубопровода вырезался отрезок 30-40 см длиной и обследовался на наличие застывшего теплоносителя.

После отсоединения канала от подводящих и отводящих трубопроводов петлевой установки была произведена выгрузка канала из бассейна реактора с

помощью мостового крана. С помощью гидроружниц ДУМ производилось перекусывание трубопроводов термопар, а также верхнего и нижнего подводящего трубопровода.

Отсоединенный канал был установлен в вентилируемом боксе над люком камеры резки. После установки канала в бокс активная часть канала – нижние 2 метра – находилась в шахте транспортного люка камеры резки, ниже уровня пола реакторного зала (Рисунок 4.1).



Рисунок 4.1 - Технология резки канала со сборкой, установленной над горловиной транспортного люка камеры резки

По результатам спектрометрических исследований, проведенных спектрометром с полупроводниковым детектором и дополнительным коллиматором диаметром 10 мм, расположенном на расстоянии 24,5 м, была сделана оценка активности радионуклидов в канале, которая показала наличие $^{137}\text{Cs} \sim 6,5 \times 10^{10}$ Бк и $^{60}\text{Co} \sim 4,5 \times 10^{11}$ Бк.

При проведении работ по демонтажу канала петлевой установки ПВМ проводилось измерение активности радионуклидов в воздушной среде реакторного зала. На расстоянии 1 м от среза бетонного кольца бокса были установлены приборы контроля радиоактивных аэрозолей. Спектрометрический анализ фильтров производился ежедневно по окончании смены.

Результаты измерений объемной активности приведены в Таблице 4.1

Таблица 4.1 - Результаты измерений объемной активности аэрозолей в воздухе центрального зала реактора при проведении демонтажа канала петлевой установки ПВМ

Вид работ	Объемная активность, Бк/м ³	
	¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co
Резка подводящих и отводящих трубопроводов канала	26	53
Резка внешней трубы канала	0,4	0,2

Из данных, приведенных в Таблице 4.1 следует, что с точки зрения загрязнения воздушной среды наиболее опасной являлась операция по резке подводящих и отводящих трубопроводов, внутренняя поверхность которых была загрязнена радионуклидами, так как контактировала с загрязненным теплоносителем. Кроме того, резка отводящих и подводящих трубопроводов проводилась непосредственно в зале реактора.

Существенно меньшее загрязнение воздушной среды зала реактора при резке внешней трубы канала было обусловлено тем, что воздух из зоны реза всасывался в камеру резки, поэтому основная часть образующихся радиоактивных аэрозолей не попадала в воздушную среду зала реактора.

4.2.2. Удаление облученных петлевых каналов из бассейна-хранилища, радиоактивных объектов и иловых отложений со дна бассейна, дезактивация воды и облицовки бассейна; демонтаж облучателя в бассейне-хранилище

Из анализа результатов радиационного обследования бассейна-хранилища следует, что распределение активности по длине каналов в значительной мере является неравномерным. По уровню удельной активности облученная нижняя часть каналов, располагавшаяся в активной зоне реактора, относится к высокоактивным отходам, остальные элементы каналов – к средне-активным

отходам. Мощность дозы на расстоянии 1 м от канала достигала до 15-20 мЗв/час, т.е. сопоставима с годовым нормативом облучения персонала, по этой причине нахождение персонала в зоне работ при выполнении операций по извлечению, фрагментации, сортировке и упаковке элементов оборудования контуров охлаждения было недопустимо и для этих целей применялись дистанционно-управляемые механизмы.

Результаты радиационного обследования использовались для фрагментации каналов с целью оптимальной упаковки полученных фрагментов в транспортные контейнеры, при этом порядок действий определялся результатами измерений.

Если мощность дозы, замеренная интегральным детектором, не превышала 0,3 мЗв/час, фрагментация петлевых каналов проводилась без каких-либо ограничений. Низкоактивные части пеналов упаковывались в бетонные контейнеры без дополнительной защиты.

При мощности дозы, превышающей 0,3 мЗв/час, резка канала проводилась с использованием результатов измерений распределения активности по длине канала.

Наиболее активные части каналов (1-2 фрагмента длиной ~ 1м), мощность дозы от которых составляла более 10 мЗв/час (на расстоянии 2 м) помещались в пеналы и удалялись в хранилище высокоактивных отходов.

Части каналов, мощности дозы от которых не превышали 10 мЗв/час, упаковывались в бетонные контейнеры с использованием, при необходимости, дополнительной защиты.

Для исключения разогрева циркониевых оболочек каналов работы по резке контурного оборудования и удалению высокоактивных фрагментов осуществлялись дистанционно, под водой, робототехническими средствами «BROKK-180» и «BROKK-330», оснащенными необходимым навесным оборудованием.

Технология резки под водой позволяла также существенно ограничить выход радиоактивных аэрозолей при фрагментации высокоактивных отходов. Для

этих целей в центральном зале реактора МР был создан специальный стенд, заполненный водой (Рисунок 4.2).

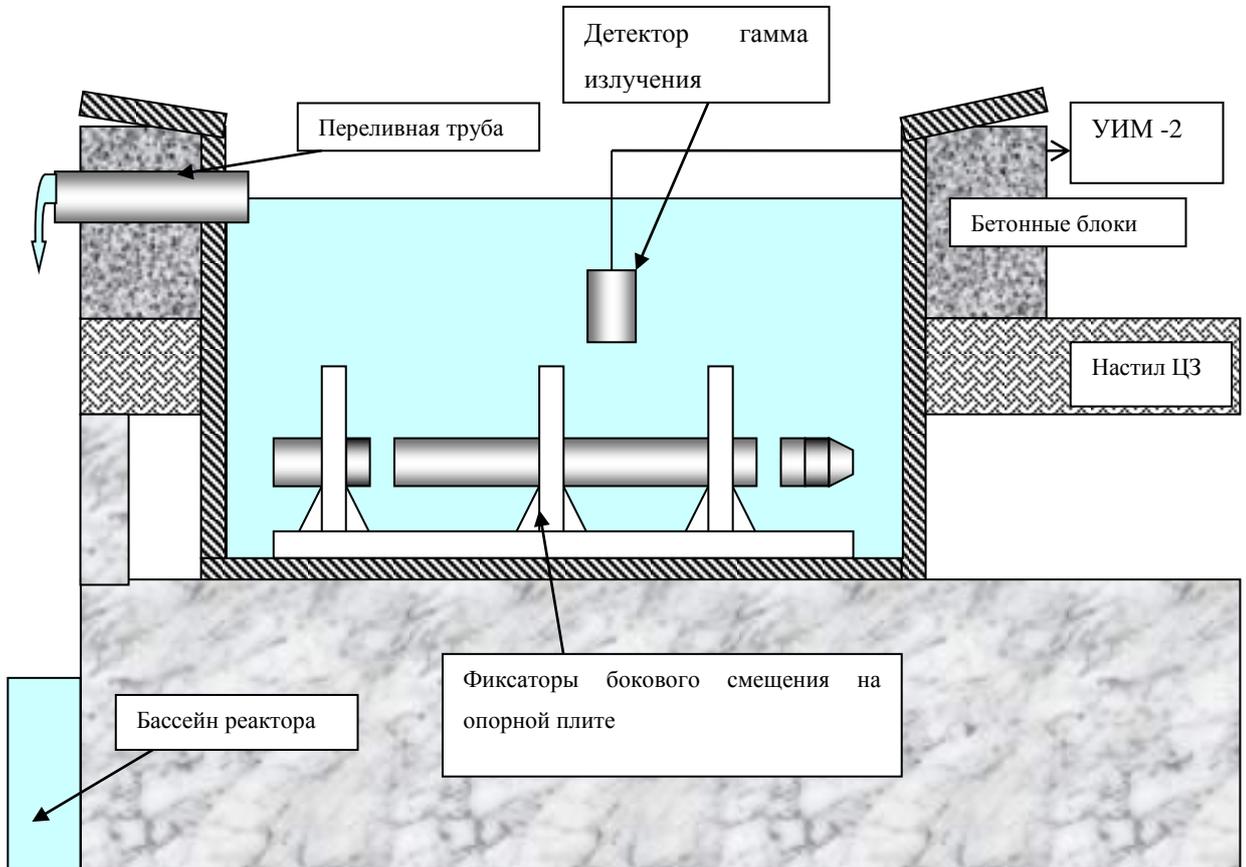


Рисунок 4.2 - Стенд для фрагментации петлевых каналов под слоем воды

Петлевой канал размещался на специальных кронштейнах стенда под слоем воды и с помощью гидрожниц, которыми оснащен дистанционно-управляемый механизм типа «ВРОКК», выполнялась его фрагментация (Рисунок 4.3).

После удаления петлевых каналов стали доступны радиоактивные объекты, находившиеся на дне бассейна-хранилища.



Рисунок 4.3 - Процесс отделения активной части канала под водой с помощью дистанционно-управляемого механизма «BROKK-180»

Контроль дистанционно-выполняемых операций и измерение радиационных характеристик извлекаемых из бассейна объектов осуществлялись с помощью видеосистемы реакторного зала, дистанционных диагностических систем «Гамма-Пионер», «Гамма-локатор» и дозиметра (Рисунок 4.4). Диапазон мощностей доз от извлекаемых объектов со дна бассейна находился в диапазоне $30 \div 200$ мЗв/ч.

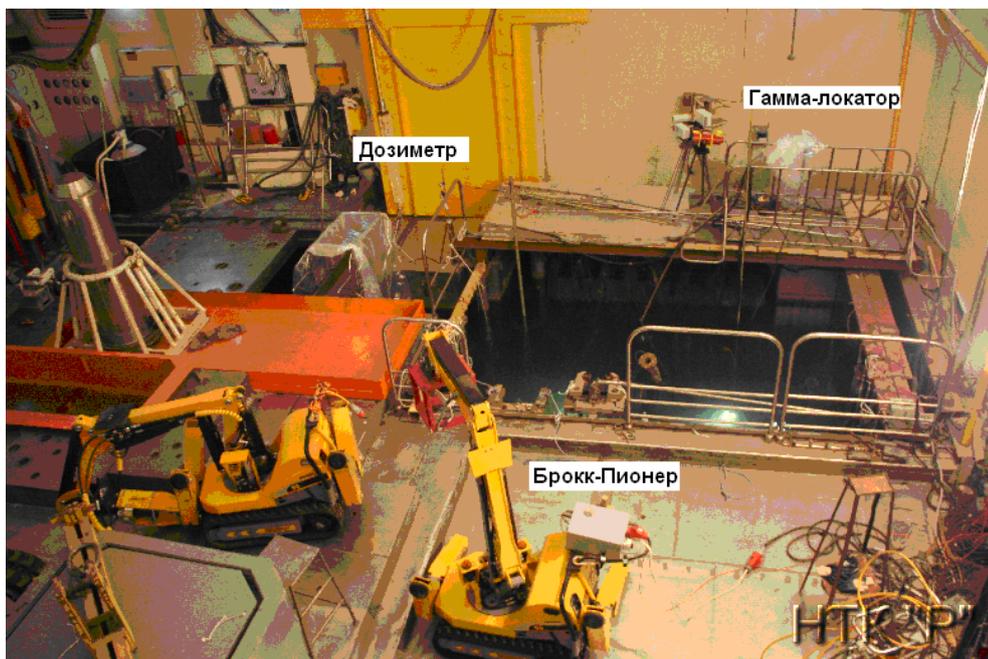


Рисунок 4.4 - Радиометрическое обследование объектов, извлекаемых из бассейна-хранилища

На дне хранилища находилось более 10-ти облученных термопар. Корпус самой термопары имеет диаметр от 5 до 20 мм, длину – 150-100 мм. Чехол удлинительных (компенсирующих) проводов имеет диаметр 5 мм и длину до 4 м. Корпуса термопар и чехлов выполнены из нержавеющей стали. Так как термопары были установлены непосредственно в активной зоне реактора, активация рабочих участков была значительной, мощность дозы гамма-излучения фрагментов этих участков достигала 30-40 мЗв/ч на расстоянии 0,5 м. Сложность обращения с этими объектами заключалась в том, что чехлы термопар на дне бассейна находились в спутанном состоянии и на поверхность поднималось несколько изделий сразу, а фрагментация изделий, отделение активированных частей и их упаковка производились дистанционно.

Удаление высокоактивных объектов – облученных бериллиевых блоков, фрагментов петлевых каналов, после подъема над зеркалом воды производилось под водяным факелом, который формировался при помощи аппарата высокого давления типа WAGNER, установленного таким образом, чтобы водяной факел был направлен в бассейн. При фрагментации извлекаемых блоков проводилась их обработка локализующими полимерными составами.

После удаления со дна бассейна-хранилища радиоактивных объектов необходимо было снизить МЭД в зале реактора, существенный вклад в которую давала вода бассейна. Для очистки воды в реакторном зале была смонтирована модульная установка «Аква-Экспресс», представленная на Рисунке 4.5

Основным компонентом установки является блок фильтра-контейнера, в котором используется синтетический неорганический сорбент ферроцианидного типа.

С целью повысить экономическую эффективность работы установки, четыре фильтр-контейнера были соединены параллельно и помещены в стандартный бетонный транспортный контейнер типа НЗК. Это позволило увеличить количество радионуклидов ^{137}Cs , осаждаемых на сорбенте, в 10 раз – с 0,1 Ки до 1,0 Ки на контейнер и до 4 Ки на блок из четырех фильтр-контейнеров.



Рисунок 4.5 - Установка «Аква - Экспресс», смонтированная в реакторном зале

Анализ работы установки «Аква-Экспресс» показал, что коэффициент эффективности очистки воды от изотопов цезия составил ~ 4000 , а по изотопам стронция ~ 400 .

Теоретический предел очистки воды до «проскока» составляет около 10000 колоночных объемов, что соответствует 1000 м^3 для блока фильтр - контейнеров.

В результате работы по очистке воды бассейна-хранилища активность ^{137}Cs в воде бассейна уменьшилась в ~ 5 раз. Максимальное значение мощности дозы излучения в районе бассейна-хранилища снизилась ~ 5 раз и составила $(1 - 2) \times 10^{-2} \text{ мЗв/час}$.

За годы, предшествовавшие выводу из эксплуатации реактора МР, на дне бассейна образовался слой рыхлых иловых отложений толщиной 10 – 15 см. Для удаления иловых отложений из бассейна-хранилища в зале реактора была смонтирована установка Kripsol Granada ПЕТ406-33 производительностью $6 \text{ м}^3/\text{час}$, схема которой представлена на Рисунке 4.6.

Со дна бассейна осуществлялся забор придонной воды, смешанной с иловыми отложениями. Измерение мощности дозы гамма-излучения на

расстоянии 1 м от поверхности контейнера позволяло контролировать уровень активности радионуклидов, накапливаемых на фильтре.

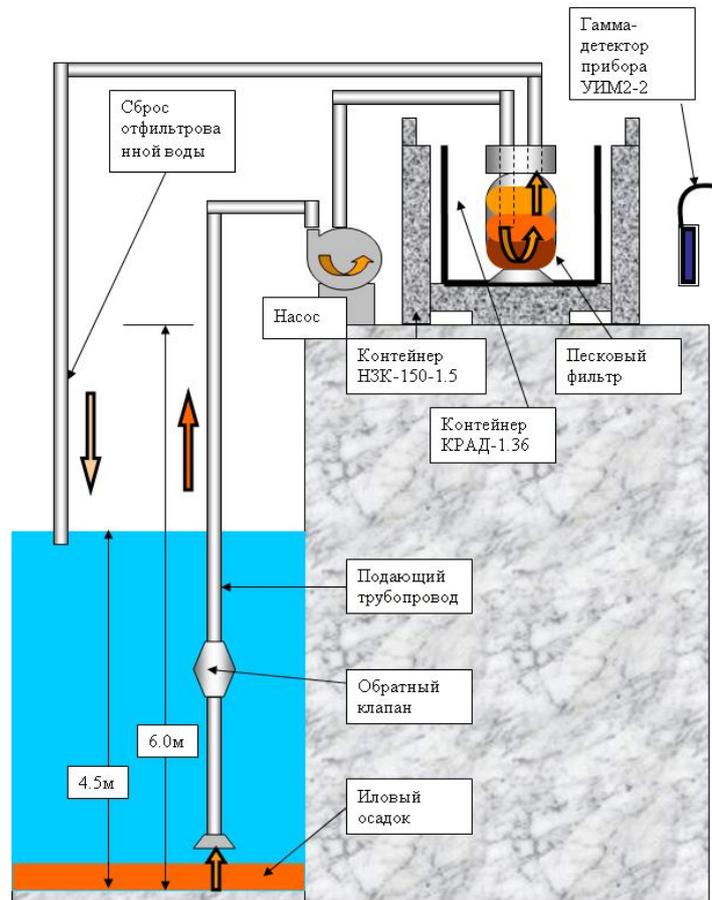


Рисунок 4.6 - Схема установки для очистки воды бассейна от иловых отложений

В результате проведенных работ из воды бассейна-хранилища было извлечено и осаждено на фильтрах очистки $\sim 2 \times 10^{11}$ Бк радионуклидов, в основном, ^{137}Cs .

4.2.3. Удаление радиоактивных отходов из приреакторного хранилища РАО

На этапе радиационного обследования приреакторного хранилища РАО, размещенного в центральной зале реактора МР, в нем были выявлены пеналы с облученным топливом. После их перемещения в хранилище ОЯТ была проведена

работа по извлечению радиоактивных объектов из хранилища РАО и загрузке их в транспортные контейнеры.

С целью оптимизации загрузки контейнеров радиоактивными отходами разных категорий проводились измерения распределения активности по длине объектов и их фрагментация. Схема измерений радиационных характеристик извлекаемых объектов из хранилища приведена на Рисунке 4.7.

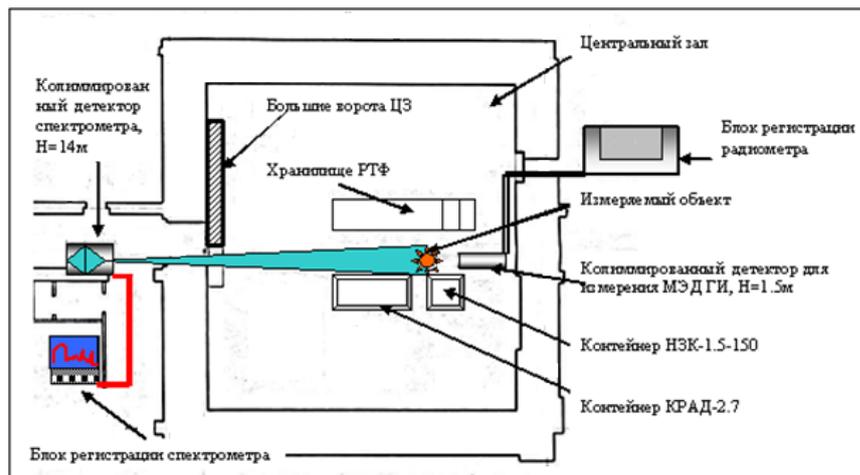


Рисунок 4.7 - Схема измерений радиационных характеристик радиоактивных объектов с помощью коллимированного детектора спектрометра

Мощность дозы гамма-излучения на срезе хранилища составляла 0,1– 0,7 мЗв/ч и определяла необходимость применения технологий дистанционного обращения с РАО. Персонал производил технологические операции, находясь в зоне высоких полей гамма-излучения не более 20–30 секунд. Средняя доза у лиц из персонала, занятого на проведении перегрузочных операций, составила 25–35 мкЗв за смену.

Технология проведения работ по извлечению ТРО из хранилища была направлена на отработку методов обращения с высокоактивными РАО, активность в которых определена наличием большого количества (60-99%) ^{60}Co . При глубине хранилища, равной 5,5м, длина изделий, размещенных в отсеках,

составляла 4,5-6,0 метра. В процессе извлечения ТРО были проведены сканирующие измерения изменения МЭД гамма-излучения по длине изделий. Было установлено, что почти во всех случаях основная активность сосредоточена в нижних 2 м изделия. Измерения проводились с использованием коллимированного гамма-детектора с расстояния 1,5 метра. Пульт прибора был установлен в операторской, вне зала. Также из операторской осуществлялось управление мостовым краном, ДУМ «BROKK – 330 и -90», установкой пылеподавления.

Фон гамма-излучения на срезе хранилища, после выгрузки из него радиоактивных объектов, снизился более чем на порядок, и составил $\sim 0,15$ мЗв/час.

4.2.4. Демонтаж камеры резки

По результатам радиационного обследования был выполнен комплекс дезактивационных работ в камере резки:

- проведен сбор крупных высокоактивных объектов;
- удалены высокоактивные компоненты оборудования: столешница, валы механизмов, фрезы с узлом крепления, манипуляторы;
- проведен сбор мелкого мусора и пыли универсальной установкой дезактивации (УУД);
- проведена дезактивация поверхностей камеры резки дезактивирующими растворами специального назначения «Раддез-П», ДЕЗ-1, 2, 3, 4, 5 предназначенными для жидкостной дезактивации поверхностей, а также составом для пенной дезактивации «ТРИ-Д»;
- проведена дезактивация поверхностей камеры резки 20% раствором смеси азотной и плавиковой кислоты;
- проведена дезактивация с помощью полимерных (пленкообразующих) составов марки ВЛ и ВА, которые также были использованы для локализации радиоактивных загрязнений.

На первом этапе установкой УУД удалялись пыль и мелкий мусор. Пылесос установки был защищен свинцовым экраном. Дезактиваторщик пылесборником проводил сбор пыли сверху вниз, начиная с мест, где была измерена самая высокая МЭД гамма-излучения на данное время.

Дозиметрист периодически проводил индивидуальный дозиметрический контроль дезактиваторщика, измерял МЭД в баке-сборнике мусора и пыли, а также на фильтре пыли в установке УУД. По мере возрастания МЭД гамма-излучения на баке-сборнике и фильтре пыли проводилась их замена. Ежедневно по окончании работ проводилось измерение распределения МЭД в камере, проводился отбор проб с использованием метода мазков для определения снимаемого альфа- и бета-загрязнения. Когда сбор пыли становился неэффективен, переходили к следующему технологическому этапу.

В процессе дезактивации использовались жидкие средства дезактивации специального назначения ДЕЗ-1, 2, 3, 4, 5 предназначенные для жидкостной дезактивации поверхностей, а также «ТРИ-Д», предназначенное для пенной дезактивации. При нанесении жидких моющих и пенных покрытий использовалась установка УДД или краскопульты. Сбор пены и влажного покрытия производится также установкой УУД. В камере резки ежедневно проводилась гамма-съемка, осуществлялся индивидуальный дозиметрический контроль с регистрацией альфа- и бета-загрязнений поверхностей средств индивидуальной защиты (СИЗ). Нанесение полимерного покрытия также проводилось с помощью установки УУД.

Подготовительные работы, после проведения дезактивации камеры резки, включали следующие мероприятия:

- покрытие пленкой на основе пленкообразующих полимерных составов марки ВЛ и ВА всех поверхностей камеры;
- изоляция всех пробных вырезов кусков облицовки на стенах полиэтиленовой пленкой;
- выполнение демонтажа крепления закладных деталей под столом резки с помощью углошлифовальной машины;

- проведение мероприятий по нормализации радиационной обстановки в камере резки - закрытие свинцовой защитой (свинцовыми кирпичами, листовым свинцом) пятен сильного радиоактивного загрязнения, в первую очередь, трапов слива ЖРО на полу.

Выполненные противорадиационные мероприятия обеспечили МЭД гамма-излучения в центре камеры не более 50 мкЗв/ч.

Демонтажные работы в камере резки включали:

- удаление всей навесной арматуры (для осветительных плафонов, подачи воды и прочее) на потолке и в верхней части камеры;

- разборку облицовки верхней части камеры резки с последующей ежедневной обработкой полимерными составами ВЛ и ВА после снятия фрагментов облицовки;

- разборку облицовки стен и двери камеры резки и последующей ежедневной обработкой полимерными составами ВЛ и ВА мест со снятой облицовкой;

- разборку противорадиационной защиты в районе вентиляционного короба, демонтаж облицовки вокруг места монтажа короба;

- демонтаж облицовки пола после удаления облицовки со стен и с потолка;

- покрытие полимерными составами ВЛ и ВА освобожденных от облицовки поверхностей.

Демонтажные работы проводились с помощью плазмореза, углошлифовальной машины, ножниц гидравлического типа, пылесоса универсальной установки дезактивации, дезактивирующего раствора «Раддез».

Демонтированное оборудование и облицовочные материалы фрагментировались, упаковывались в первичные упаковки и перемещались в пункт временного хранения РАО для последующего их помещения в транспортные контейнеры.

После демонтажа оборудования и облицовки в камере загрязненность поверхностей радионуклидами не превышала 500 бета-част/см²/мин. и 5 альфа-част/см²/мин.

технологических помещениях реактора МР мощность дозы гамма-излучения при производстве работ в непосредственной близости от загрязненного оборудования превышала допустимые значения на 3-6 порядков. Это означало, что годовую дозу при выполнении работ в помещениях петлевых установок можно получить в течение часа. Для снижения дозовых нагрузок на персонал, привлеченный к работам в зоне высоких радиационных полей, в работах была задействована обширная линейка робототехнических механизмов от «BROKK-90» до «BROKK-400», что позволяло иметь эффективную энерговооруженность и выполнять широкий набор операций с различными удельными усилиями. Применение большого набора легкоосменных навесных инструментов позволяло достаточно быстро проводить возможные демонтажные операции без участия персонала непосредственно в работах. Операторы располагались во внешних дезактивированных помещениях, а все операции внутри технологических помещений выполняли дистанционно управляемые механизмы [101].

Ввиду высоких уровней мощности дозы выполнение работ требовало обеспечения контроля радиационной обстановки дополнительными дистанционными методами и средствами. На стадии комплексного инженерно-радиационного обследования (КИРО) технологические помещения были обследованы «Гамма-локатором» и «Гаммавизором» с целью выявления наиболее интенсивно излучающих поверхностей оборудования. Измерения показали наличие неоднородного загрязнения оборудования, при этом отдельные участки, загрязненные радионуклидом ^{137}Cs не совпадали участками, где в загрязнении преобладает ^{60}Co .

Для проведения демонтажных работ использовались выбранные технологии на основе «холодных» способов резки и фрагментации с помощью алмазной проволоки, механических труборезов, ручного гидравлического перекусывающего инструмента и гидроружниц, устанавливаемых на робототехнические механизмы «BROKK». Принимая во внимание высокую плотность компоновки оборудования в технологических помещениях МР (Рисунок 4.9) и габаритные ограничения его транспортных коридоров, для

перемещения демонтированного оборудования и его фрагментов использовались тележки и погрузчики с электроприводом и небольшой шириной колесной базы.



Рисунок 4.9 - Иллюстрация плотности расположения оборудования в технологических помещениях реактора МР

Эффективным способом демонтажа оборудования в технологических подвальных помещениях петлевых установок ПГ, ПОВ и ПВО оказался последовательный демонтаж оборудования, доступного дистанционно управляемым механизмам «BROKK». Мощности доз при демонтаже оборудования петлевых установок достигали 20 мЗв/ч, что позволяло персоналу производить работу только дистанционно, из коридоров, посредством ДУМ. Для проникновения в технологические помещения приходилось организовывать проходы, обеспечивающие доступ указанной выше техники в эти помещения, что предполагало значительный объем строительно-монтажных работ. В процессе работ эти проемы также использовались для удаления через них контейнеров с РАО.

Иллюстрация демонтажных работ с помощью ДУМ представлена на Рисунке 4.10.

Все операции по обращению с РАО выполнялись в помещениях, где расположено демонтируемое оборудование, отходы здесь фрагментировались, упаковывались в контейнеры и удалялись в виде, подготовленном к отправке на длительное хранение. В некоторых случаях, в связи с недостатком места в

технологическом помещении, крупногабаритное оборудование извлекалось целиком и фрагментировалось в цехе переработке РАО.



Рисунок 4.10 - Демонтажные работы в технологических помещениях, выполняемые с помощью дистанционно-управляемых механизмов

Для работ по сортировке отходов по уровням активности и выбора транспортных контейнеров были разработаны и использованы технологии фрагментации оборудования с помощью робототехнических средств, наведение которых на интенсивные источники гамма-излучения осуществлялось с помощью системы визуализации гамма-изображения «Гаммавизор».

В качестве примера на Рисунке 4.11 представлены результаты работ в помещении одной из петлевых установок.



Рисунок 4.11 - Помещение петлевой установки: а) - до и б) - после демонтажа оборудования

Демонтаж монжуса петлевой установки с жидкометаллическим теплоносителем

В состав петлевой установки с жидкометаллическим теплоносителем входил монжус (Рисунки 4.12 – 4.13), предназначенный для сбора и хранения Рb-Vi теплоносителя.

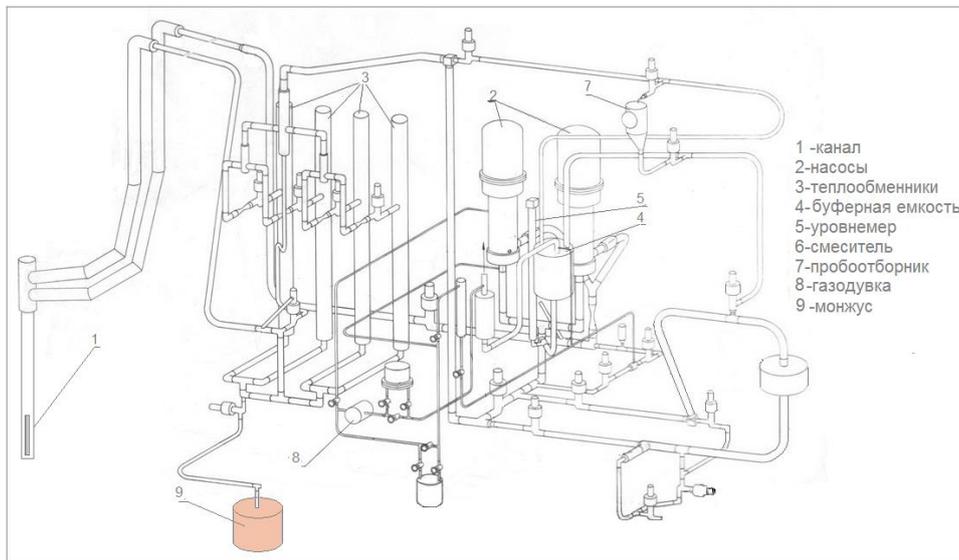


Рисунок 4.12 - Схема петлевой установки ПВМ

Был проведен спектрометрический анализ пробы сплава Pb-Bi, результаты которого показали, что активность сплава Pb-Bi определялась изотопом $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и составляла ~ 50 Бк/г.



Рисунок 4.13 - Монжус петлевой установки ПВМ

С помощью ДУМ «BROKK-180», оснащенного гидрокучачками, монжус весом 2,8 т был демонтирован, с использованием тали грузоподъемностью 5 т был извлечен из приемка и перемещен в коридор на «ручной» погрузчик «Rock». На этом погрузчике демонтированный монжус транспортирован под люк тельферного коридора, далее с помощью электротельфера извлечен из подвала и загружен в контейнер КРАД-3.0. Мощность дозы на поверхности контейнера (на расстоянии 10 см) не превышала 0,03 мЗв/час (при допустимом значении для транспортных контейнеров III категории- 2 мЗв/час).

Удаление оборудования из поднастильного пространства реакторного зала

Расположение защитных плит в ЦЗ реактора МР, плакировки поднастильного пространства и опорных стоек до проведения демонтажных работ представлено на Рисунках 4.14 – 4.15.

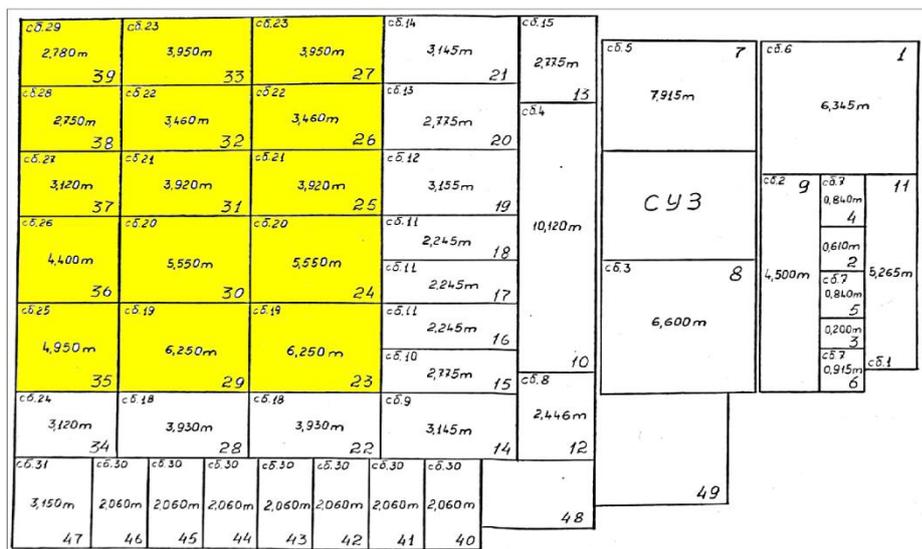


Рисунок 4.14 - Схема расположения защитных плит настила реакторного зала (желтым цветом помечены демонтированные плиты)



Рисунок 4.15 - Вид на опорные стойки и плакировку поднастильного пространства реактора МР

Защитные плиты выполнены из чугуна толщиной 200 мм (в плакировке из нержавеющей стали). Вес демонтированных защитных плит реакторного зала составляет ~ 64 т. Также в процессе демонтажа было демонтировано девять опор защитных плит.

Вид поднастильного пространства в процессе и после демонтажных работ приведен на Рисунке 4.16.



Рисунок 4.16 - Вид поднастильного пространства в процессе и по окончании
демонтажных работ

Использование технологий пылеподавления позволило снизить объемную активность аэрозолей в воздухе и предотвратить внутреннее облучение персонала

4.3.2. Демонтаж внутрикорпусных конструкций реактора МР

Краткое описание конструкции активной зоны реактора МР.

На днище бассейна реактора установлено кольцо диаметром 2,1 м, на нем закреплена нижняя опора. Нижняя опора представляет собой цилиндр диаметром 1,8 м, высотой – 985 мм, изготовленный из нержавеющей стали толщиной 35 мм. Общий вес конструкции - 2635 кг.

На нижнюю опору установлена решетка. Решетка представляет связанные между собой 12 ребрами две обечайки, изготовленные из нержавеющей стали. На верхний фланец решетки установлена плита протектора и корпус кладки активной зоны реактора с нижней плитой.

Корпус кладки активной зоны реактора представляет собой восьмигранный стакан в виде усеченного конуса, с толщиной стенки 20 мм. Внутри корпуса размещалась графито-бериллиевая кладка реактора, собранная из 216 блоков (76 бериллиевых, 140 графитовых и алюминиевых). Характерные размеры блоков 130×130×1000 мм. Блоки центрировались в нижней плите при помощи хвостовиков.

Результаты спектрометрических измерений оборудования показали, что основным гамма-излучающим радионуклидом является ^{60}Co , активность ^{137}Cs на порядок меньше активности ^{60}Co . Активность бериллиевых блоков, извлеченных из активной зоны, находилась в диапазоне от 7,0 до 30,0 ГБк, а мощность эквивалентной дозы на расстоянии 1 м от центра блока составляла от 5 до 20 мЗв/час. Активность по длине блоков распределена не равномерно, максимум излучения приходится на центральные зоны блока [114; 115].

Перед проведением демонтажа внутрикорпусных устройств реактора МР необходимо было удалить стержни системы управления и защиты реактора (СУЗ) и извлечь кладку реактора, состоящую из бериллиевых, графитовых и алюминиевых блоков.

Удаление стержней управления и защиты из активной зоны реактора.

При эксплуатации реактора МР в активной зоне использовались стержни автоматического регулирования с таблетками из окиси диспрозия в оболочке из нержавеющей стали [116] (Таблица 4.2). Вид на бассейн реактора МР со стержнями защиты и аварийного регулирования приведен на Рисунке 4.17.

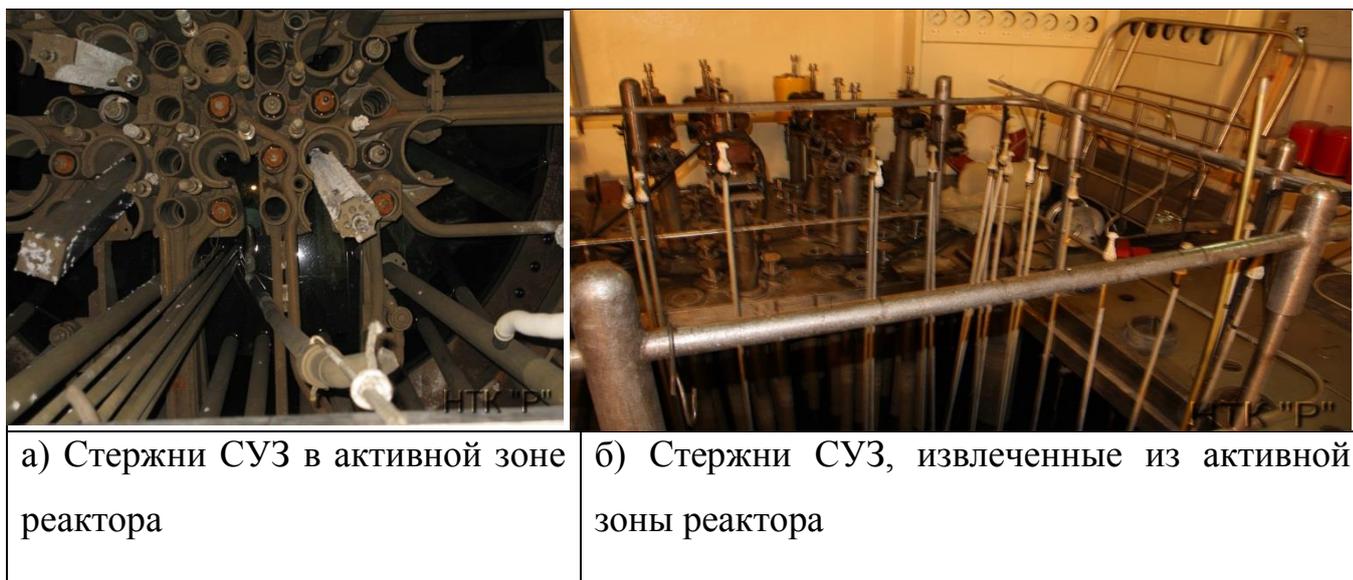


Рисунок 4.17 - Вид бассейна реактора МР со стержнями СУЗ

Таблица 4.2 - Информация по органам регулирования реактора МР

Реактор	Тип реактора	Органы регулирования (вид, поглощающий материал, количество)		
		АЗ	АР	КС
МР	Канальный, погруженный в бассейн	РЗКТ-18/8 (6)	РЗКТ-18/8 (2)	РЗКТ- 18/8 (15)

На реакторе применялись стержни, в которых в качестве поглощающего материала использовались таблетки РЗКТ-18/8 (Du_2O_3 – 92%; Ho_2O_3 – 5%; Y_2O_3 – 3%).

Процедура извлечения стержней управления и защиты из бассейна реактора аналогична процедуре извлечения канала петлевой установки ПВМ. Были проведены спектрометрические исследования стержней СУЗ, извлекаемых из активной зоны реактора МР с использованием спектрометрической системы ISOCS/LABSOCS, анализатора «InSpector2000», детектора HPGe Canberra GC 1518. Примеры измеренных гамма-спектров приведены на Рисунке 4.18.

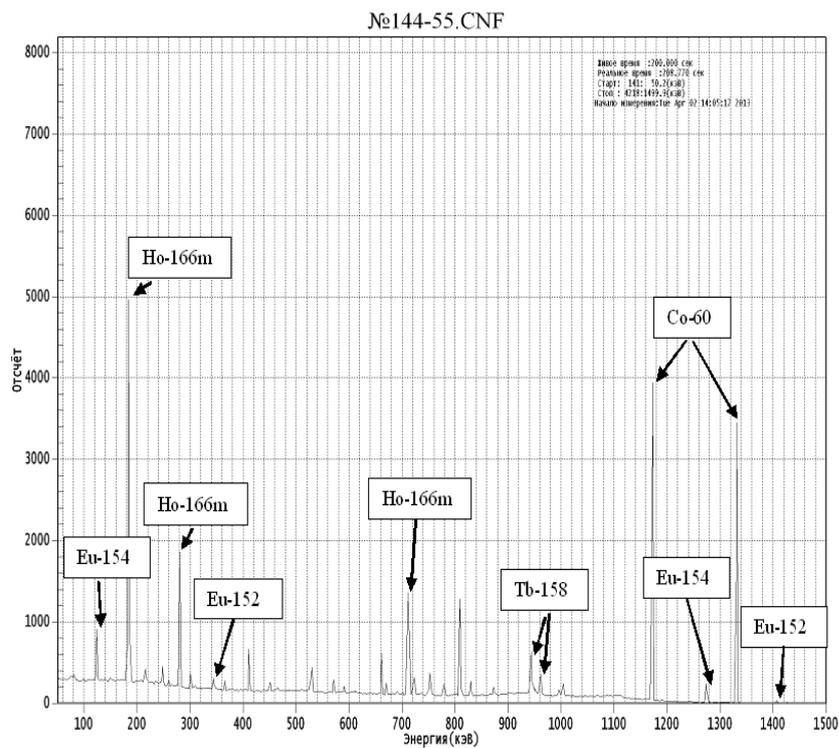
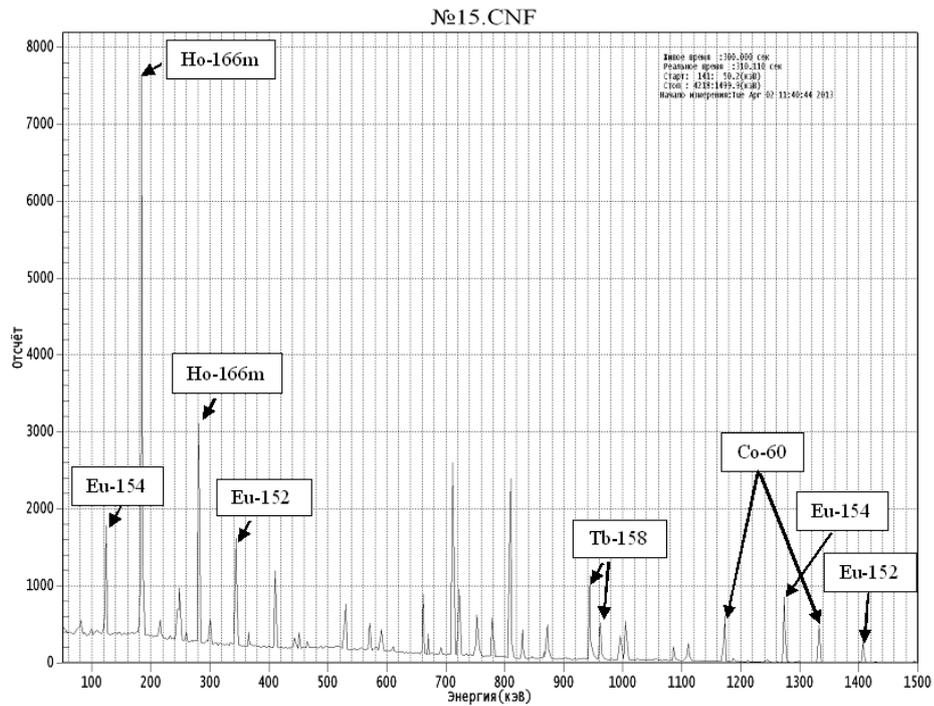


Рисунок 4.18 - Примеры измеренных гамма-спектров стержней СУЗ

Спектрометрические измерения показали наличие в стержнях СУЗ радиоактивных нуклидов ^{166m}Ho , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{158}Tb и ^{60}Co . Диапазон значений активностей указанных нуклидов $10^8 - 7 \times 10^{10}$ Бк.

Работы по демонтажу тележки СУЗ проиллюстрированы на Рисунке 4.19.



Рисунок 4.19 - Демонтаж тележки СУЗ реактора МР

Удаленные из активной зоны реактора МР стержни СУЗ были размещены в ячейках хранилища ОЯТ НИЦ «Курчатовский институт».

Удаление бериллиевых и графитовых блоков из активной зоны реактора

Результаты спектрометрических измерений оборудования показали, что основным гамма-излучающим радионуклидом является ^{60}Co , активность ^{137}Cs на порядок меньше активности ^{60}Co . Активность бериллиевых блоков, извлеченных из активной зоны, находилась в диапазоне от 7,0 до 30,0 ГБк, а мощность эквивалентной дозы на расстоянии 1 м от центра блока составляла от 5 до 20 мЗв/час. Активность по длине блоков распределена не равномерно, максимум излучения приходится на центральные зоны блока.

Извлечение радиоактивных бериллиевых и графитовых блоков из бассейна реактора осуществлялось штатным инструментом – захватами, пинцетами, щипцами. Контроль дистанционно выполняемых операций и хода измерений радиационных характеристик извлекаемых из бассейна объектов производился с помощью стационарной видеосистемы, измерительных комплексов «Гамма-Пионер», «Гамма-локатор» и стационарного дозиметра.

После извлечения из бассейна реактора, для снижения объема средне- и высокоактивных отходов, бериллиевые блоки фрагментировали. Прежде всего, отделяли хвостовик из алюминия, имеющий существенно меньшую активность. Транспортные контейнеры до отправки на длительное хранение в

спецпредприятие размещались на временное хранение на накопительной площадке.

Бериллиевый блок, являющийся высокоактивным РАО, после отделения подвесного устройства помещался в пенал, размещенный в свинцовом перегрузочном контейнере, и перемещался в хранилище ВАО (Рисунок 4.20).



Рисунок 4.20 - Отделение алюминиевого хвостовика и загрузка бериллиевого блока в свинцовый перегрузочный контейнер

Из активной зоны реактора было извлечено более 216-ти бериллиевых и графитовых блоков.

После извлечения бериллиевых и графитовых блоков кладки была удалена опорная решетка реактора, представляющая из себя массивную конструкцию, на которой были смонтированы все основные части реактора (Рисунок 4.21). Затем был демонтирован корпус реактора (Рисунок 4.22) и нижняя опора.



Рисунок 4.21 - Удаление опорной решетки реактора МР



Рисунок 4.22 - Демонтаж корпуса реактора МР

На следующих этапах работы по обращению с радиационно-опасными объектами, находившимися в бассейне реактора, производились со специальной платформы, установленной в месте расположения опорной решетки.

Пылеподавление осуществлялось с помощью установки распыления WAGNER, которая располагалась таким образом, чтобы направление распыления воды при подцеплении и извлечении краном радиоактивного объекта из бассейна было направлено в воду.

4.3.3. Демонтаж защитных конструкций, графитовой кладки и корпуса реактора РФТ

После частичного демонтажа и консервации, проведенных в 1962 году, в шахте реактора РФТ остались не демонтированными:

- корпус реактора, размещённый в шахте;
- графитовая кладка активной зоны и отражателя внутри корпуса реактора;
- трубопроводы охлаждения кладки;

- установочные трубы, в которые вставлялись вертикальные и боковые экспериментальные каналы;
- ионизационные камеры;
- строительные конструкции и оборудование шахты реактора.

Как было отмечено в Разделе 2.5.6, результаты видеосъемки внутри шахты реактора при первичном обследовании показали, что при консервации в 1962 году шахта реактора не была залита бетоном, пространство между корпусом реактора и защитой свободно от посторонних объектов, кольцевой зазор между корпусом реактора и стенкой шахты составляет 600 мм. Полученная информация позволила уточнить разрабатываемую технологию демонтажа внутрикорпусных конструкций реактора.

Демонтаж графитовой кладки реактора

Для обеспечения доступа к графиту была удалена верхняя крышка реактора. Крышка имела диаметр 2,6 м при толщине 600 мм. Внутреннее пространство крышки при монтаже было залито свинцом. Вес крышки оценен в 27 т. По всей длине окружности корпуса крышка была приварена сплошным швом к корпусу реактора. Через крышку в графитовую кладку проходили трубки охлаждения графита, установочные трубы петлевых каналов, системы управления реактора и аварийной защиты.

Отделение крышки от корпуса было выполнено с помощью установки резки алмазным канатом. Зона реза проходила по внутреннему технологическому зазору между верхней отметкой графитовой кладки и нижней плитой крышки. Режим резки был выбран таким образом, чтобы охлаждение каната в зоне реза осуществлялось с минимальным количеством воды, – за всю операцию резки внутрь шахты реактора поступило не более 100 литров воды. После удаления крышки над вскрытой графитовой кладкой была смонтирована съемная биологическая защита из стальных плит толщиной 250 мм.

На Рисунке 4.23 показан процесс выгрузки графитовой кладки реактора РФТ. Выгрузка графита проводилась с использованием дистанционно-

управляемых механизмов «BROKK». Упаковка графита производилась в контейнеры НЗК 150-1,5 со стальным контейнером-вкладышем для облучённого графита.



Рисунок 4.23 - Выгрузка графитовой кладки из реактора РФТ

Перед началом выгрузки мощность дозы на поверхности графитовых блоков находилась в диапазоне 30-50 мЗв/ч. По мере выгрузки блоков мощность дозы увеличивалась и достигала на срезе шахты – 20 мЗв/ч, на дне шахты – до 70 мЗв/ч. После выгрузки графитовых блоков и зачистки дна шахты мощность дозы на срезе составляла 5–7 мЗв/ч, на дне – до 40 мЗв/ч.

Суммарная активность выгруженного графита оценена в $3,2 \times 10^{11}$ Бк по ^{137}Cs и $1,3 \times 10^{10}$ Бк по ^{60}Co . Общий вес графита в кладке составил 34т.

Особенности обращения с облученным графитом ИЯР

На реакторе РФТ в период его эксплуатации выполнялось большое

количество тестовых экспериментов с петлевыми каналами, которые иногда приводили к разгерметизации тестируемых ТВЭЛ, а в ряде случаев и разрушению каналов, что также вело к радиоактивному загрязнению графитовой кладки. В этих случаях канал извлекался, а графитовые блоки из центральной части зоны были один раз при переборке реактора заменены на новые. Следствием этих решений суммарный нейтронный флюенс, действовавший на графитовые блоки в реакторе РФТ, мог оказаться небольшим, т.к. весь период эксплуатации РФТ оказался примерно 10 лет, а операцию по замене блоков кладки производили в середине срока его эксплуатации. Тем не менее обследование состояния графитовых блоков перед демонтажем кладки показало, что в районе активной зоны большая часть графитовых втулок рабочих каналов разрушены (Рисунок 2.52).

Зона максимального загрязнения графитовой кладки приходится на ячейки, в которых в процессе эксплуатации реактора происходила температурная разгерметизация ТВЭЛов, а иногда и расплавление каналов, сопровождавшиеся выходом продуктов деления ядерного топлива и теплоносителя, и, как следствие, загрязнением графитовых блоков кладки. Для определения степени загрязнения графитовых блоков компонентами ядерного топлива и продуктами деления в процессе демонтажа графитовой кладки из ее различных слоев отбирали пробы графита. Результаты комплексного альфа-, бета-, и гамма-спектрометрического анализа проб графита, отобранных из различных слоев кладки реактора РФТ, представлены в Таблице 4.3 [117].

Предварительные измерения удельной активности ^{14}C дали значения ориентировочно на 4-5 порядков меньшие, чем соответствующие значения для удельной активности ^{137}Cs . Радионуклиды в графитовой кладке распределены по глубине практически равномерно. Можно говорить лишь о некотором увеличении концентрации радионуклидов вблизи дна шахты реактора, где наблюдались самые значительные нарушения целостности графитовых блоков.

Таблица 4.3 - Удельные активности радионуклидов в графитовых блоках, Бк/кг.

Место отбора	^{137}Cs	^{60}Co	^{241}Am	^{90}Sr	^{152}Eu	^{154}Eu	^{234}U	^{235}U	^{236}U	^{238}U	^{241}Pu
0 ряд	$7,3 \times 10^7$	$7,4 \times 10^3$	$5,7 \times 10^5$	$1,5 \times 10^7$	-	-	$1,1 \times 10^4$	$3,0 \times 10^2$	$5,5 \times 10^2$	$6,3 \times 10^2$	$2,3 \times 10^6$
1 ряд	$8,3 \times 10^7$	$1,9 \times 10^4$	$7,0 \times 10^4$	$8,5 \times 10^6$	-	-	$5,0 \times 10^3$	$1,5 \times 10^2$	$1,1 \times 10^2$	$2,6 \times 10^2$	$1,1 \times 10^4$
2 ряд	$1,4 \times 10^8$	$4,2 \times 10^3$	$2,6 \times 10^5$	$2,2 \times 10^7$	-	$1,2 \times 10^4$	$3,2 \times 10^4$	$7,0 \times 10^2$	$8,0 \times 10^2$	$1,5 \times 10^3$	$5,5 \times 10^5$
6 ряд	$8,9 \times 10^7$	$3,0 \times 10^4$	$9,9 \times 10^5$	$5,8 \times 10^7$	$1,6 \times 10^5$	$4,3 \times 10^4$	$6,0 \times 10^4$	$1,6 \times 10^2$	$3,0 \times 10^3$	$3,6 \times 10^3$	$4,0 \times 10^6$
9 ряд	$4,6 \times 10^7$	$8,4 \times 10^3$	$9,1 \times 10^4$	$1,4 \times 10^6$	$7,5 \times 10^4$	-	$1,5 \times 10^3$	40	90	90	$2,5 \times 10^5$
9 ряд	$8,5 \times 10^6$	$6,9 \times 10^3$	$7,9 \times 10^4$	$5,0 \times 10^6$	$6,8 \times 10^4$	-	$6,0 \times 10^2$	22	38	40	$8,0 \times 10^4$
12 ряд	$1,5 \times 10^8$	$5,4 \times 10^4$	$3,8 \times 10^6$	$1,5 \times 10^8$	$4,2 \times 10^4$	$3,6 \times 10^4$	$2,1 \times 10^4$	$4,0 \times 10^2$	$3,0 \times 10^3$	$1,4 \times 10^3$	$7,0 \times 10^6$
Среднее значение	84×10^7	$1,8 \times 10^4$	$8,3 \times 10^5$	$3,7 \times 10^7$	$8,6 \times 10^4$	$3,0 \times 10^4$	$1,9 \times 10^4$	$4,5 \times 10^2$	$1,0 \times 10^3$	$1,1 \times 10^3$	$2,0 \times 10^6$

Отмеченные выше соотношения удельных активностей ^{14}C и ^{137}Cs отражают тот факт, что графитовые блоки заменялись в процессе эксплуатации реактора. Средняя удельная активность ^{137}Cs составляет около $8,4 \times 10^7$ Бк/кг, оценка суммарной активности ^{137}Cs в графитовой кладке дает в этом случае $2,8 \times 10^{12}$ Бк, что находится в хорошем соответствии с оценками, полученными на основе измерения мощности дозы в ячейках кладки [118;119]. Соотношение средних значений удельной активности ^{137}Cs и ^{60}Co указывает, что с учетом периодов полураспада на момент окончательного останова реактора РФТ удельная активность ^{60}Co была более чем на порядок меньше удельной активности ^{137}Cs . Это подтверждает вывод о том, что наведенная активность графитовой кладки была существенно меньше активности продуктов деления, попавших в графит в результате аварийных ситуаций, тем более что в значение удельной активности ^{60}Co также основной вклад может вносить аварийное загрязнение.

Срок эксплуатации исследовательского реактора РФТ (около 10 лет) был существенно меньше сроков эксплуатации промышленных реакторов (30 и более лет), что привело к значительным отличиям характера загрязнения его графитовой кладки по сравнению с загрязнением графита в промышленных

реакторах. Если загрязнение продуктами деления (удельные активности ^{137}Cs , ^{90}Sr и их отношение $^{137}\text{Cs}/^{90}\text{Sr}$) с учетом 50 лет срока выдержки хорошо совпадают с аналогичными результатами для промышленных реакторов [120], активность наведенных радионуклидов (^{60}Co , ^{14}C , ^3H) существенно меньше, что связано с коротким сроком эксплуатации и заменой графита в активной зоне реактора. Эти различия определили разные проектные решения вывода из эксплуатации этих реакторов. Реактор РФТ, находившийся почти в центре г. Москвы, подлежал полному демонтажу, а графитовая кладка промышленного реактора ЭИ-2, расположенного на территории Сибирского химического комбината, была захоронена на месте [121]. Данные решения были приняты исходя из ныне существующей технологической и экономической ситуации.

Необходимо отметить, что удельная активность графита, основное загрязнение которого связано с наведенной активностью, после 50 лет выдержки определяется практически на 99% ^{14}C , в нем практически отсутствуют гамма-излучающие радионуклиды, и такой графит может оказаться чрезвычайно ценным веществом и потребует разработки методов выделения ^{14}C из основной массы графита.

Опыт вывода из эксплуатации исследовательских и промышленных уран-графитовых реакторов показал, что обращение с радиоактивным графитом прежде всего требует отработки методов и последовательности характеристики графитовых блоков. Начинать надо с разработки высокоэффективных методик измерения удельной активности ^{14}C в графите реакторных кладок. Быстрые и надежные методы подобных измерений будут востребованы на всех стадиях обращения с радиоактивным графитом. Вопросы использования, хранения, накопления и обработки радиоуглерода нельзя решить без точного измерения его активности на всех стадиях его переработки [117]. Решение прежде всего этого вопроса позволит открыть возможности широкого использования ^{14}C в технологических применениях.

Демонтаж корпуса реактора РФТ

Перед демонтажом корпуса реактора было проведено радиационное обследование шахты реактора, которое включало измерение мощности дозы в центре шахты и определение радионуклидного состава по глубине.

Определение состава и активности радионуклидов проводилось с помощью спектрометрического комплекса ISOCS/LABSOCS с коллиматором, который позволял проводить локальные спектрометрические измерения гамма-излучения с поверхности площадью $\sim 3 \text{ см}^2$.

Спектрометрические исследования показали, что активность гамма-излучения обусловлена нуклидами ^{137}Cs и ^{60}Co . Результаты радиационного обследования приведены на Рисунке 4.24

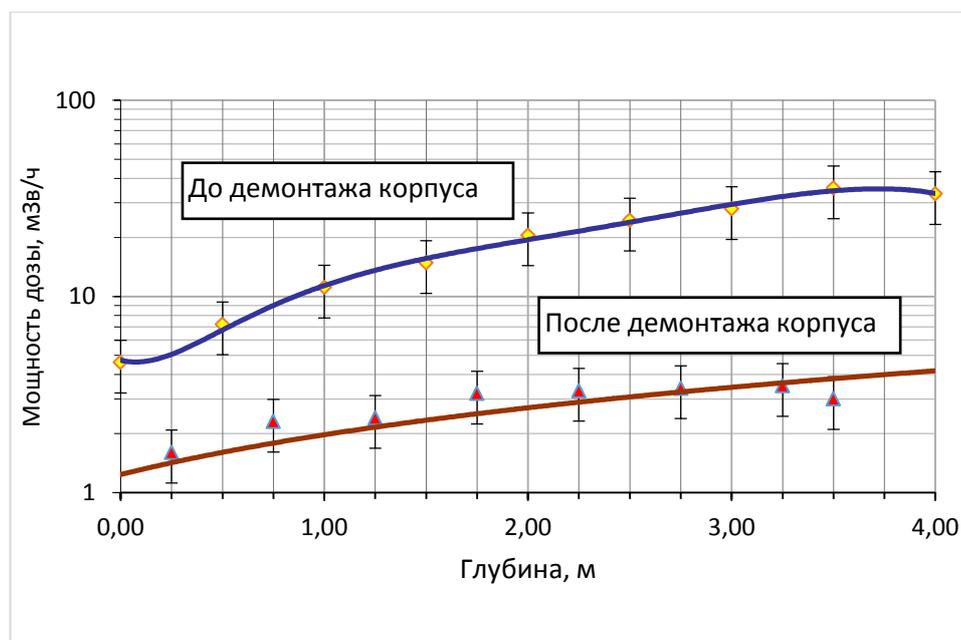


Рисунок 4.24 - Изменение МЭД по глубине шахты реактора РФТ

При проведении демонтажных работ было предусмотрено применение пылеподавляющих покрытий составами «ВЛ», «СКС-501» и «АК-510», которые предназначены для проведения работ с локализирующим эффектом, создающие снимаемые защитные полимерные покрытия, которые способны в течение длительного времени предотвращать распространение радиоактивных

загрязнений, для различных поверхностей зданий и сооружений (бетон, штукатурка, пластикат и т.д.).

Процесс пылеподавления проводился в две стадии:

- предварительное нанесение защитных полимерных локализирующих покрытий на наружные поверхности помещений и на оборудование, подлежащее демонтажу;

- распыление в процессе проведения операций по демонтажу пылеосаждающих растворов, которые выводят из атмосферы помещений радиоактивные аэрозоли. Для воздушного распыления полимерных составов применялся агрегат окрасочный высокого давления типа WAGNER 7000H.

Фрагментация корпуса реактора проводилась с использованием плазменного резака, смонтированного в специальной каретке с опорными роликами.

Каретка устанавливалась на удлинительной штанге с возможностью регулировки по высоте. При выполнении вертикальных резов перемещение инструмента производилось дистанционно.

Для выполнения горизонтальных резов штанга с резаком монтировалась на опорную конструкцию, имеющую два ролика, установленных на верхнем срезе корпуса реактора. Перемещалась устройство по кругу вручную оператором, находившемся на расстоянии 2 м от шахты реактора.

Корпус фрагментировался на транспортабельные части (размером приблизительно 100 x 100 см). Мощность дозы от демонтированных фрагментов корпуса находилась в диапазоне до 55 мЗв/ч. Извлечение фрагментов корпуса и их упаковка в контейнеры проводилась с использованием ДУМ «BROKK-330».

При проведении работ по плазменной резке была организована специальная схема вентиляции зоны работ, представленная на Рисунке 4.25. Использовались установки локальной вентиляции, с помощью которых загрязнённый воздух из зоны резки отводился в штатную систему спецвентиляции реактора. Одновременно вентилировалось пространство внутри корпуса реактора и пространство между корпусом и шахтой.

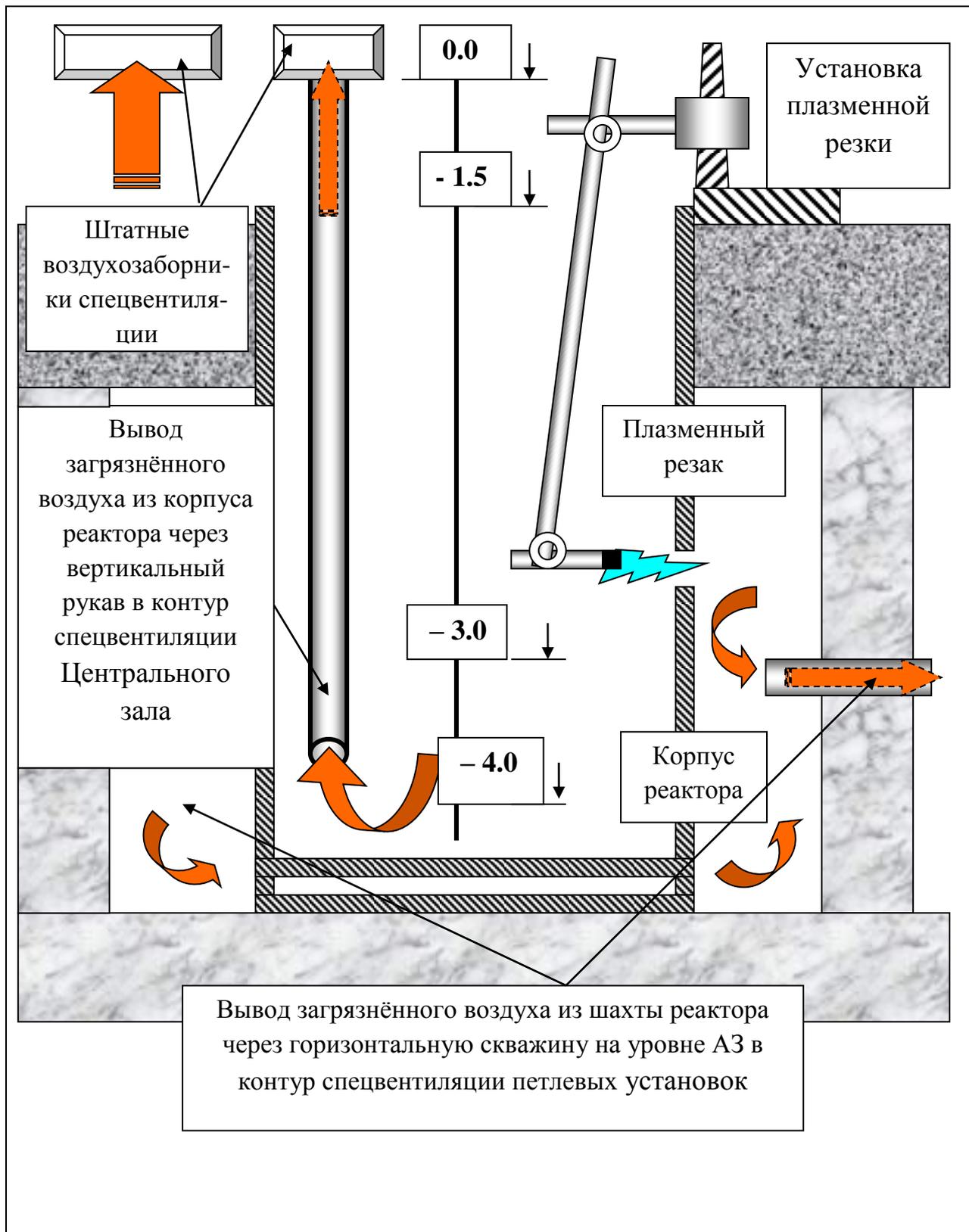


Рисунок 4.25 - Схема вентиляции при демонтаже корпуса реактора РФТ

После демонтажа корпуса МЭД гамма-излучения на срезе шахты составляла до 2 мЗв/ч, на дне – до 3 мЗв/ч.

Из Рисунка 4.24 видно, что после демонтажа корпуса реактора мощность дозы, измеренная по глубине шахты, снизилась практически на порядок.

4.3.4. Демонтаж системы сбора и удаления жидких радиоактивных отходов в технологических помещениях реактора МР

После завершения демонтажа оборудования реактора в технологических помещениях были выполнены работы по демонтажу коммуникаций системы спецканализации реактора МР.

На реакторе МР использовались две системы спецканализации - напорная и самотечная, коммуникации которых расположены под бетонным полом технологических помещений. В связи с тем, что техническая документация по расположению магистралей спецканализации в технологических помещениях не сохранилась, для определения расположения ее реперных точек использовались визуально определяемые элементы (трапы для слива воды самотечной канализации).

Восстановленная схема спецканализации реактора МР приведена на Рисунке 4.26.

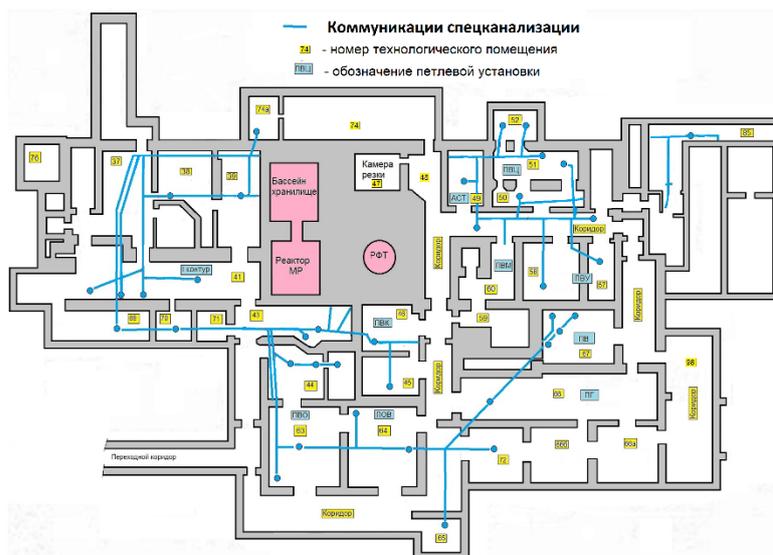


Рисунок 4.26 - Система спецканализации реактора МР

На Рисунке 4.27 представлено сечение траншеи, в которой расположены коммуникации спецканализации.

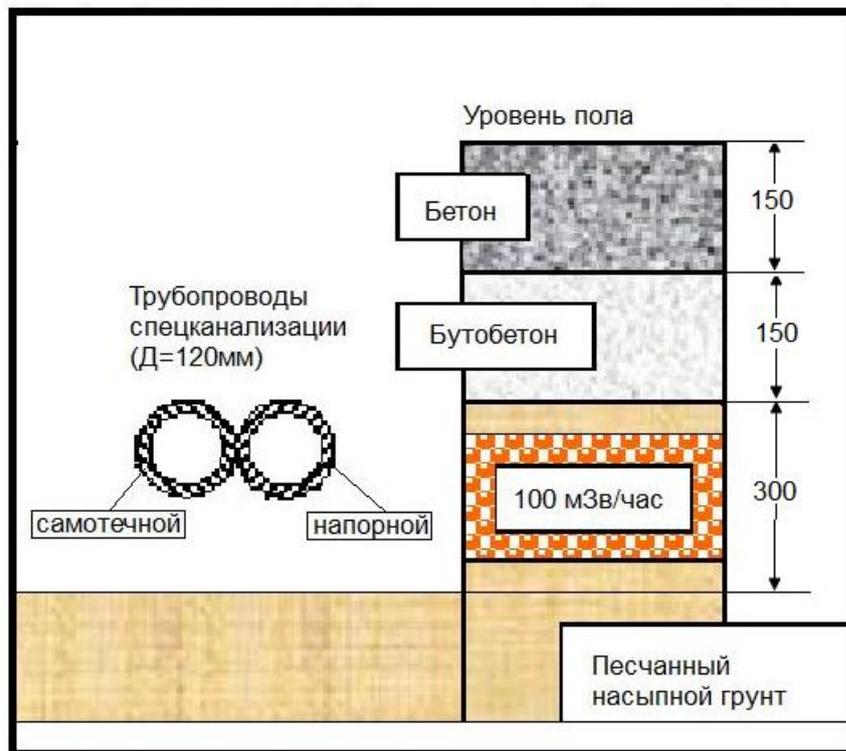


Рисунок 4.27 - Сечение траншеи с коммуникациями спецканализации

Результаты измерений гамма-излучения вдоль труб после вскрытия спецканализации показали, что мощность дозы гамма-излучения находилась в диапазоне 1–100 мЗв/час, однако имелись участки коммуникаций с высокими, до 500 мЗв/час, уровнями мощностей доз.

В ряде случаев при вскрытии поверхностного слоя бетонной стяжки обнаруживалось, что трубопровод частично заполнен водой, а на стенках трубопровода находятся отложения. На Рисунке 4.28 представлен вид на участок разрушенного трубопровода в одном из технологических помещений (№39) петлевых установок реактора МР. Красным цветом показаны отложения, выпавшие из трубы. Наличие дефектных участков трубопроводов свидетельствовали о том, что в процессе эксплуатации реактора в системе спецканализации имели место протечки загрязненной радионуклидами воды, которые приводили к загрязнению грунта.



Рисунок 4.28 - Фотография части разрушенного трубопровода в помещении № 39

На Рисунке 4.29 показано полученное с помощью «Гаммавизора» изображение распределения радиоактивного загрязнения в месте протечки трубы спецканализации, наложенное на видеоизображение исследуемого объекта.

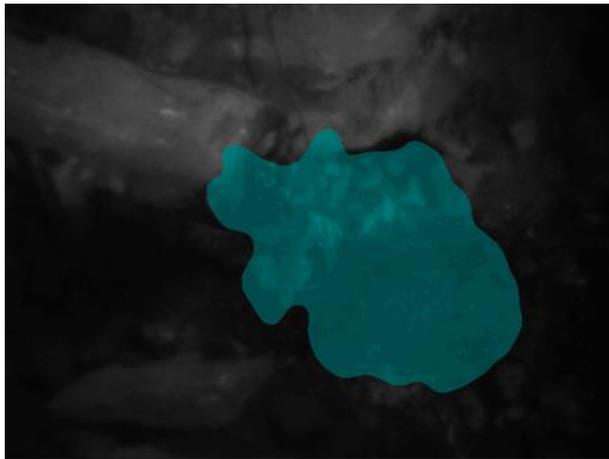


Рисунок 4.29 - Изображение распределения радиоактивного загрязнения в месте протечки трубы спецканализации, полученное с помощью «Гаммавизора».

«Гаммавизор» применялся для получения распределений радиоактивного загрязнения во всех помещениях, где предположительно происходили протечки радиоактивной воды из спецканализации. На основании полученных данных и данных отбора и анализа проб грунта принимались решения об удалении грунта в контейнеры радиоактивных отходов.

По результатам обследования гамма-спектрометрическим методом осадка в трубопроводе видно, что в осадке присутствуют как основные дозообразующие радионуклиды ^{137}Cs и ^{60}Co , так и радионуклиды ^{154}Eu , ^{241}Am , ^{94}Nb . Присутствие этих радионуклидов говорит о том, что в процессе эксплуатации реактора были нештатные ситуации с разрушением оболочек ТВЭЛов и в воду могли попасть также элементы топливной матрицы. Для определения элементов топливной матрицы в осадке, был проведен альфа-спектрометрический анализ пробы осадка с предварительной радиохимической подготовкой, который подтвердил наличие в осадке элементов топливной матрицы, а именно, ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu и $^{239+240}\text{Pu}$.

Для определения масштабов загрязнения грунта в помещениях проводилось бурение скважин до глубины залегания фундамента (2 м), с использованием установки УКБ-12/25 и ручного электроперфоратора. Выполнялся гамма-каротаж скважин с интервалом 20 см прибором ДКС-96К.

Типичные графики результатов гамма-каротажа скважин приведены на Рисунке 4.30.

Измерения показали неравномерное загрязнение грунта. В различных помещениях удельная активность грунта находилась в пределах от 10^2 Бк/кг до 10^6 Бк/кг. Грунт с такими уровнями загрязнений относится к низко ($<10^3$ Бк/кг) и средне-активным (10^3 - 10^6 Бк/кг) и подлежит удалению на захоронение в специализированное предприятие.

По результатам гамма-каротажа определялись контуры области загрязнения грунта, в соответствии с которыми проводилась оценка его объема.

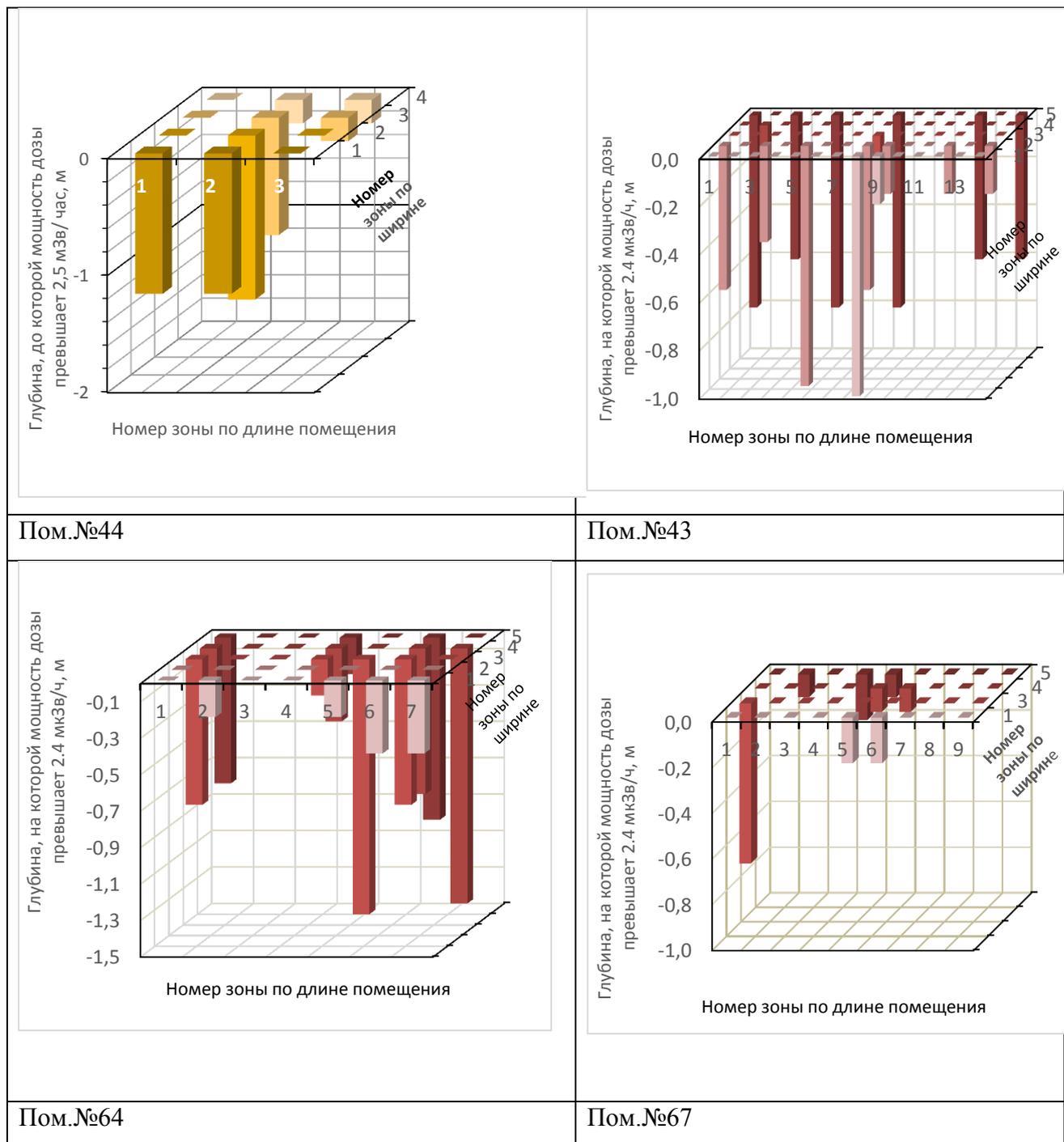


Рисунок 4.30 - Результаты гамма-сканирования скважин

в технологических помещениях

Выемка грунта осуществлялась с помощью дистанционно управляемых механизмов «BROKK-180» и «BROKK-260», оснащенных соответствующим навесным оборудованием (ковшами, грейферами).

После демонтажа коммуникаций спецканализации и извлечения загрязненного грунта производилась обратная засыпка траншей. Максимальное

значение удельной активности грунта, предназначенного для обратной засыпки, определяется установленными контрольными уровнями для проводимых работ.

Для определения допустимой загрязненности грунта, при которой обеспечивается не превышение контрольных уровней гамма-излучения, были выполнены расчеты мощностей излучения от загрязненного ^{137}Cs грунта методом Монте-Карло (схема расчета приведена на Рисунке 4.31).

Принимались следующие исходные данные:

- предполагалось равномерное загрязнение радионуклидами ^{137}Cs ;
- плотность грунта составляла – 1,5 г/см³;
- удельная активность грунта - 104 Бк/кг.

Расчеты МЭД проводились в точках 1-3.

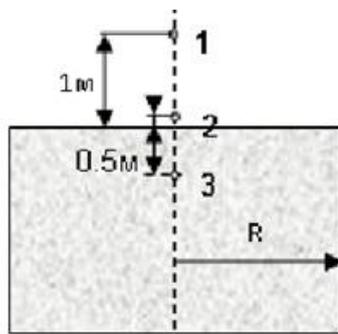


Рисунок 4.31 - Схема расчета МЭД от загрязненного грунта

Результаты расчетов МЭД от загрязненного грунта приведены в Таблице 4.3.

МЭД в скважине и над поверхностью грунта пропорциональна удельной активности грунта в предположении равномерного загрязнения.

Из результатов расчета, представленных в Таблице 4.4, следует, что мощность дозы в помещении (на высоте 1 м от пола) не будет превышать контрольный уровень (0,8 мкЗв/ч), если удельная активность приповерхностного слоя грунта толщиной 20-30 см, загрязненного ^{137}Cs , не превысит $(8-10) \times 10^3$ Бк/кг. При этом мощность дозы гамма-излучения, измеренная в скважине, составит ~ 3 мкЗв/ч, а мощность дозы, измеренная на расстоянии 10 см от загрязненной поверхности, составит ~ 1,6 мкЗв/ч.

Таблица 4.4 - Результаты расчетов МЭД от грунта с удельной активностью ^{137}Cs равной 10^4 Бк/кг

Н, см	Мощность дозы, мкЗв/ч		
	R=5м	R=3м	R=2м
100	1,4	1,1	0,9
10	1,8	1,6	1,6
-50	3,38	3,37	3,36

В процессе производства работ в качестве критерия загрязненности грунта принималось, что значение МЭД гамма-излучения, измеренное на расстоянии 10 см от стенки траншеи, не должно превышать 1,0 мкЗв/ч.

4.4. Обращение с РАО, образовавшимся при выполнении работ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов

Исходя из специфики данной категории ядерных установок, оборудование и строительные конструкции исследовательских реакторов имеют высокий уровень загрязнения. Вывод их из эксплуатации на всех стадиях работ связан с обращением с РАО, и проблема РАО является ключевой при проведении работ.

Радиационное обследование, демонтаж оборудования, кондиционирование, сортировка, упаковка и отправка на длительное хранение – основные и наиболее затратные в дозовом отношении операции вывода из эксплуатации ИЯР [122]. Объемы РАО, определяемые на стадии комплексного инженерно-радиационного обследования, в проекте вывода из эксплуатации представляют, в основном, загрязненное оборудование. Органы государственного регулирования не включают в проект другие загрязненные объекты и материалы. Однако, в ходе работ, проявляется загрязнение таких объектов, как стены и полы помещений, скрытые старые линии спецканализации, скрытые вспомогательные загрязненные

трубопроводы. Так, после удаления оборудования петлевых установок в подвальных технологических помещениях реактора МР, были обнаружены скрытые загрязнения под толстыми бетонными напольными покрытиями. Эти загрязнения остались от петлевых установок реактора РФТ, которые ранее располагались в этих помещениях. Серьезную техническую проблему представило удаление этих радиоактивно-загрязненных грунтов, когда по мере удаления покрытий уровни загрязнения возрастали, а глубина проникновения радионуклидов в грунт превышала глубину заложения фундамента здания.

Основной объем РАО был отправлен в хранилища ФГУП «Радон». Тем не менее, часть упаковок с ВАО приходилось оставлять в месте временного хранения высокоактивных отходов НИЦ «Курчатовский институт» для выдержки и радиоактивного распада. С точки зрения обеспечения непрерывности работ, безусловно полезным являлось наличие места временного хранения высокоактивных отходов в непосредственной близости от здания реакторов МР и РФТ, а также организация накопительной площадки РАО. Отправка контейнеров с РАО на длительное хранение носит неравномерный, сезонный, а главное, иногда непредвиденный характер, поэтому наличие готовых к отправке упакованных РАО позволяло иметь большую гибкость по формированию партий отходов различных категорий.

При выводе из эксплуатации энергетических реакторов целесообразно создание промежуточных хранилищ РАО непосредственно на территории атомных электростанций, ввиду отсутствия региональных пунктов захоронения и для обеспечения логистики отправки при создании необходимых объемов хранения.

4.4.1. Логистическая схема упаковок с РАО

Схема расположения зданий реакторного комплекса и маршруты транспортировки РАО приведены на Рисунке 4.32.

Транспортные контейнеры для низко- и средне-активных отходов, либо свинцовый перегрузочный контейнер, предназначенный для внутриобъектовых

перемещений ВАО, доставлялись в центральный зал реактора. Перемещения внутри зала производились с помощью мостового крана.

Загрузка РАО в соответствующие транспортные контейнеры выполнялась с контролем мощности дозы на поверхности контейнера.



Рисунок 4.32 - Логистическая схема обращения с РАО на территории реакторного комплекса МР и РФТ

Транспортная схема перемещения контейнеров с радиоактивными отходами по территории реакторного комплекса

Загруженный контейнер транспортировался на участок выходного контроля, где проводились измерения мощности дозы гамма-излучения. Бралась мазки для контроля загрязненности поверхностей транспортного контейнера (свинцового перегрузочного контейнера). При обнаружении загрязненности поверхностей выше допустимого уровня (более 2000 β -част./ $(\text{см}^2\text{мин})$) контейнер

транспортировался в пункт специальной обработки техники (ПУСО) для проведения дезактивации.

После проведения выходного контроля загруженных контейнеров и контроля загрязненности поверхностей контейнера их перемещали на площадку временного хранения. Предусмотрена возможность размещения на накопительной площадке ~250 контейнеров типа КРАД-2.7 или 230 контейнеров типа НЗК-150-1.5П. Длительное хранение контейнеров на накопительной площадке не планировалось.

Подробные расчеты вклада от контейнеров с РАО, находящихся на накопительной площадке, в интегральную мощность дозы на границе СЗЗ и потенциального увеличения объемной активности аэрозолей в воздухе приведены в [123]. Из полученных результатов следует, что на границе СЗЗ и в районе ближайшего жилого дома мощность дозы гамма-излучения за счет контейнеров, находящихся на накопительной площадке соответственно, в ~200 раз ниже естественного фона.

4.4.2. Система выходного контроля РАО

На основании требований, содержащихся в «Правилах передачи радиоактивных отходов от предприятий и учреждений в ФГУП «РосРАО» [124], должна быть выполнена сортировка РАО с целью их разделения по группам в соответствии с Классификатором первичных форм.

В соответствии с НП-067-16 [125], перед отправкой на длительное хранение на полигон специализированной организации радиоактивные отходы должны быть охарактеризованы, то есть определены количество (объем, масса), удельная активность по отдельным нуклидам и суммарная активность РАО в транспортном контейнере (упаковке).

Для характеристики РАО, образующихся в процессе демонтажных работ при выводе из эксплуатации реакторов МР и РФТ была создана система выходного контроля транспортных контейнеров. Фотография участка выходного контроля загруженных транспортных контейнеров приведена на Рисунке 4.34.

Программно-технический комплекс средств, обеспечивающих измерение, обработку и представление спектрометрической информации об источниках контролируемых гамма-излучений размещен в утепленном контейнере «Север М-1» размером 5 x 2,5 м, в котором оборудованы рабочие места для персонала, занятого на этих работах. В состав комплекса входит поворотный стол для измеряемых контейнеров.



Рисунок 4.33 - Участок выходного контроля транспортных контейнеров, загруженных РАО

Комплекс средств измерений предназначен для автоматизированного экспериментально-расчетного определения нуклидного состава, парциальных, удельных и суммарных активностей гамма-излучающих радионуклидов низко- и средне-активных отходов в контейнерах малой грузоподъемности различных форм (металлические бочки, пластиковые контейнеры), в невозвратных защитных железобетонных контейнерах типа НЗК, активности протяженных объектов в соответствии с «Методикой выполнения контроля активности и радионуклидного состава долгоживущих радионуклидов в твердых и жидких радиоактивных отходах» (МВК ФВКМ.412154.001РЭ1), реализованной в программном обеспечении установки.

Методика основывается на расчете и применении поправочных коэффициентов к эффективности регистрации спектрометра гамма-излучения системы, полученной в геометрии точечных источников гамма-излучения с энергиями излучения от 0,04 МэВ до 3,0 МэВ в диапазоне от 10^4 до 10^{11} Бк, с

последующим расчетом удельных и суммарных активностей с использованием программного обеспечения установки.

Установка применяется для:

- сортировки отходов по категориям с целью дальнейшей переработки, в том числе отходов с неизвестным радионуклидным составом;
- входного контроля РАО при приемке на хранение/захоронение;
- паспортизации первичных и кондиционированных форм РАО непосредственно в контейнерах без их вскрытия на атомных станциях и в организациях, осуществляющих сбор, хранение, транспортирование, переработку, временное хранение и захоронение РАО;
- измерения активности протяженных объектов без вскрытия оборудования;
- измерения активности протяженных объектов со вскрытием (трубы, используемые при транспортировке нефти с целью оценки возможности их дальнейшего использования).

Установка имеет возможность:

- контроля расстояния от детектора спектрометра до источника излучения путем оптического наведения детектора на измеряемый объект;
- измерения мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения в месте расположения детектора спектрометра и оператора;
- контроля состояния устройств;
- представления полученных данных на дисплее установки и вывода на печать;
- предоставления возможности подключения к внешним устройствам вычислительной техники средствами интерфейсов Ethernet и Wi-Fi;
- ручного перемещения комплекса средств измерения, обработки и представления данных.

На основе полученных данных была составлена Таблица 4.5, в которой приведены значения параметров, необходимых для реализации технологии заполнения контейнера РАО. При заполнении контейнера радиоактивными

отходами необходимо осуществлять контроль этого процесса через определение значения параметра, являющегося критерием степени заполнения.

Таблица 4.5 - Параметры, необходимые для контроля заполнения контейнера РАО

Значение обобщенного параметра X_i	$\dot{H}(1м),$ (мЗв/ч)/Ки	$(A_{tot})_{пред},$ Ки	$\{\sum P_1(X_i)\}_{пред} \equiv P_0(X_i)$ мЗв/ч
1	$9,01 \times 10^{-3}$	10,0	33,4
2	$5,25 \times 10^{-3}$	17,2	42,1
3	$2,02 \times 10^{-3}$	44,5	61,0
4	$3,50 \times 10^{-4}$	257,1	218,0

Во втором столбце Таблицы 4.5 представлены значения мощности эквивалентной дозы, создаваемой РАО с общей активностью 1 Ки на расстоянии 1 м от стенок контейнера. Соотношение активностей ^{60}Co и ^{137}Cs определено параметром X . В третьем столбце приведены значения предельно допустимой общей активности ^{60}Co и ^{137}Cs , которая создает на расстоянии 1 м от стенок контейнера мощность дозы 9×10^{-2} мЗв/ч. Здесь предполагается, что низкоактивные отходы, расположенные во внешней части кольца, дают вклад в мощность дозы на расстоянии 1 м от контейнера, равный 1×10^{-2} мЗв/ч, таким образом, суммарная мощность дозы от высоко- и низкоактивных отходов на этом расстоянии будет составлять предельно допустимое значение 1×10^{-1} мЗв/ч.

Четвертый столбец определяет важный, с точки зрения технологического процесса загрузки, параметр $P_0(X_i)$, равный предельному значению суммы мощностей дозы, измеряемых для каждой извлеченной и затем помещенной в контейнер порции РАО. Если все порции извлекаемых РАО относятся к одной категории (одно и то же значение параметра X), то контроль загрузки контейнера достаточно прост: в процессе загрузки должно выполняться условие:

$$\sum_{j=1}^N P_{1j}(X) \leq P_0(X). \quad (4.1)$$

Здесь $P_{1j}(X)$ - значение мощности дозы, создаваемой j -ой порцией отходов, на расстоянии 1,5 м, N – максимальное число извлеченных и загруженных в контейнер порций РАО.

Если в контейнер загружаются отходы с разным значением параметра X , то контролируемый процесс загрузки должен осуществляться в соответствии с условием:

$$K_{con} \equiv \sum_{i=1}^{N_0} \sum_{j=1}^{N_i} w_i P_{1ji} \leq 1, \quad (4.2)$$

где N_0 - число категорий РАО (число возможных параметров X_i), N_i - число загруженных порций РАО i -ой категории, P_{1ji} - мощность дозы j -ой порцией отходов, относящейся к i -ой категории, $w_i = 1/P_0(X_i)$ - весовой множитель для отходов i -ой категории, значение которого определяется из данных, представленных в Таблице 4.6. K_{con} является тем параметром, который определяет степень заполнения контейнера. Это означает, что в процессе заполнения контейнера его значение не должно превысить 1, для того чтобы мощность дозы на расстоянии 1 м от стенок контейнера соответствовала транспортным нормам.

Таблица 4.6 - Параметры, необходимые для контроля заполнения контейнера РАО с дополнительной защитой

Значение обобщенного параметра X_i	$\dot{H}(1m)$, (мЗв/ч)/Ки	$(A_{tot})_{пред}$, Ки	$\{\sum P_1(X_i)\}_{пред} \equiv P_0(X_i)$ мЗв/ч
1	0,205	$4,9 \times 10^{-2}$	0,163
2	0,133	$7,5 \times 10^{-2}$	0,185
3	0,063	$15,9 \times 10^{-2}$	0,218
4	0,026	$38,5 \times 10^{-2}$	0,327

Условие, аналогичное выражению (4.2), должно выполняться при загрузке низкоактивных отходов во внешнюю область кольца и исполняющих роль

дополнительной защиты, только в этом случае весовые множители должны определяться из данных Таблицы 4.6, которые были рассчитаны для этой ситуации.

В Таблице 4.7 приведен пример использования условия (4.2) в процессе последовательной загрузки контейнера отходами различной категории.

Последняя строка таблицы иллюстрирует момент, когда параметр K_{con} достигает значения, равное (или близкое) единице. Это означает, что на этом процесс загрузки должен быть прекращен.

Таблица 4.7 - Параметры, необходимые для контроля заполнения контейнера РАО различной категории

Значение обобщенного параметра $X(A_{Co}/A_{Cs})$	w_i	Порядковый номер загруженной порции РАО	$P_{1,ji}(1,5M)$, мЗв/ч	$w_i P_{1,ji}$	$\sum_{i=1}^{N_0} \sum_{j=1}^{N_i} w_i P_{1,ji} \leq 1$
1	$2,85 \times 10^{-2}$	1	0,32	0,0091	0,0091
1	$2,85 \times 10^{-2}$	2	0,44	0,0126	0,0217
2	$2,38 \times 10^{-2}$	3	0,28	0,0067	0,0284
3	$1,54 \times 10^{-2}$	4	0,55	0,0085	0,0369
1	$2,85 \times 10^{-2}$	5	0,34	0,0097	0,0466
3	$1,54 \times 10^{-2}$	6	0,43	0,0066	0,0532
2	$2,38 \times 10^{-2}$	7	0,61	0,0145	0,0677
...
1	$2,85 \times 10^{-2}$	N-1	0,43	0,0123	0,9946
1	$2,85 \times 10^{-2}$	N	0,54	0,0154	1,01

4.5. Выводы к Главе 4

Данная глава посвящена рассмотрению примеров практического применения технических решений при выполнении всего комплекса работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ как на стадии, предшествующей основному этапу по выводу из эксплуатации, так и при демонтаже оборудования, конструкций демонтируемых реакторов и обращении с образующимися при этом

РАО. Работы выполнялись на основе разработанной совокупности методов радиационной диагностики, демонтажа оборудования и обращения с ОЯТ и РАО с использованием технологий, реализующих эти методы, в первую очередь, базирующихся на применении дистанционно-управляемых механизмов и средств дистанционной радиационной диагностики.

На стадии подготовки к выводу из эксплуатации представлен весь спектр работ, предшествующий основному этапу, а именно:

- ревизия и высвобождение ячеек хранилища высокоактивных отходов;
- удаление облученного топлива из приреакторного хранилища ОЯТ, канала с облученной сборкой из активной зоны реактора МР;
- удаление облученных петлевых каналов из бассейна-хранилища, радиоактивных объектов и иловых отложений со дна бассейна, дезактивацией облицовки бассейна и демонтажом облучателя;
- удаление радиоактивных отходов из приреакторного хранилища РАО;
- дезактивация и демонтаж оборудования и облицовки в “горячей” камере.

На основной стадии вывода из эксплуатации представлена реализация работ по:

- демонтажу оборудования реактора МР в технологических помещениях;
- демонтажу конструкций реактора МР, включающего удаление стержней управления и защиты, бериллиевой и графитовой кладки и внутрикорпусных устройств реактора;
- демонтажу защитных конструкций, графитовой кладки и корпуса реактора РФТ;
- демонтажу системы сбора и удаления жидких радиоактивных отходов в технологических помещениях реактора МР.

В главе рассмотрены методические вопросы обращения с РАО: методы характеристики отходов, выбора транспортных контейнеров и обращение с загруженными РАО контейнерами.

Как будет показано ниже, применение дистанционно-управляемых механизмов и предложенных средств демонтажа, радиационной диагностики и

обращения с ОЯТ и РАО позволило выполнить работы с обеспечением радиационной безопасности персонала и проживающего в непосредственной близости населения, как при проведении предварительных работ по удалению облученного топлива и радиоактивных отходов с площадки реактора, так и при демонтаже оборудования и конструкций реакторов МР и РФТ.

Таким образом, сказанное выше определяет достигнутое качество и возможности процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, а также условия ее применения для будущих работ на других объектах использования атомной энергии.

ГЛАВА 5. ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПРИМЕНЕНИЯ РАЗРАБОТАННОЙ МЕТОДОЛОГИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

5.1. Анализ эффективности мероприятий по радиационной защите персонала и минимизации воздействия на население на различных стадиях работ вывода из эксплуатации

Анализ и экспертная оценка качества и достигнутой эффективности практической реализации процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, проводилась на базе основополагающих стандартов национальной системы технического регулирования РФ, стандартов в сфере управления качеством процессов, продукции и услуг международной организации по стандартизации ISO. Оценка эффективности и приемлемости для будущей практической деятельности предлагаемой в этой работе методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, проводилась по следующим основным категориям и видам работ при выводе из эксплуатации ИЯР НИЦ «Курчатовский институт».

5.1.1. Особенности радиационной обстановки на различных стадиях жизненного цикла исследовательских реакторов МР и РФТ

Состояние радиационной безопасности на ядерно- и радиационно-опасных объектах в процессе эксплуатации характеризуется значениями индивидуальной и коллективной дозы облучения персонала.

Дозовые нагрузки на персонал в период интенсивной эксплуатации реактора МР представлены на Рисунке 5.1

Данные свидетельствуют, что средняя индивидуальная доза в период эксплуатации реактора не превышала нормативных значений, установленных в тот период.

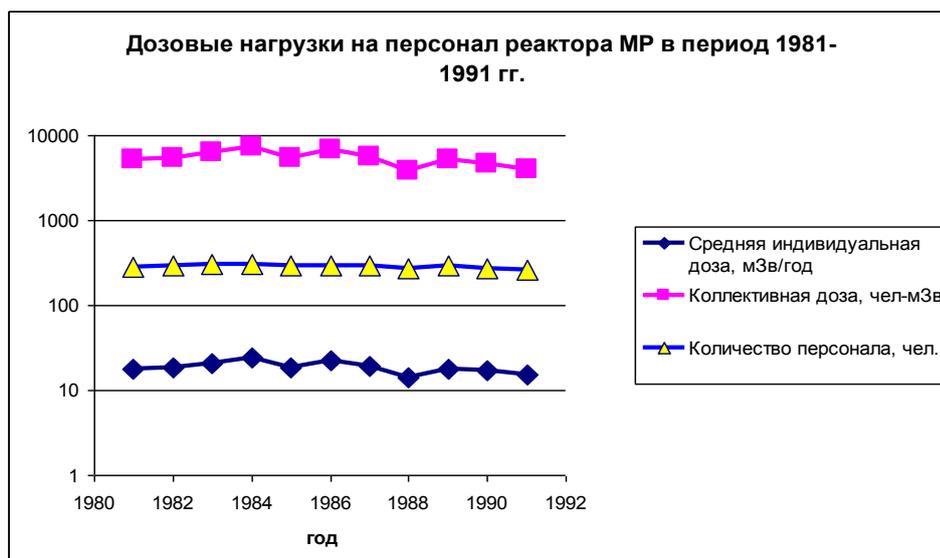


Рисунок 5.1 - Дозовые нагрузки на персонал в период эксплуатации реактора МР

Количество эксплуатационного персонала, вовлеченного в работу, достигало 300 человек. Коллективные дозы достаточно велики, что обусловлено интенсивным режимом эксплуатации реактора.

В 1993 году реактор был переведен в режим окончательного останова и начата подготовка реакторов к выводу из эксплуатации. Были проведены следующие работы:

- теплоноситель из 1-го и 2-го контуров реактора и петлевых установок удален в систему сбора жидких радиоактивных отходов;
- электропитание контуров реактора и петлевых установок отключено;
- проведено комплексное инженерное и радиационное обследование реактора;
- рабочие и экспериментальные петлевые каналы выгружены из активной зоны;
- отработавшее ядерное топливо удалено с площадки реактора и размещено в централизованном хранилище ОЯТ;
- разработан проект вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ (проектная и рабочая документация);

- проведена реконструкция инженерных систем обеспечения (электроснабжения, теплоснабжения, водоснабжения, спецвентиляции и газоочистки).

С момента останова реактора МР численность обслуживающего персонала снизилась до 65 человек.

Дозовые нагрузки персонала (механической, петлевой и дозиметрической служб), которые выполняли радиационно-опасные работы в период подготовки реактора к выводу из эксплуатации, представлены на Рисунке 5.2.

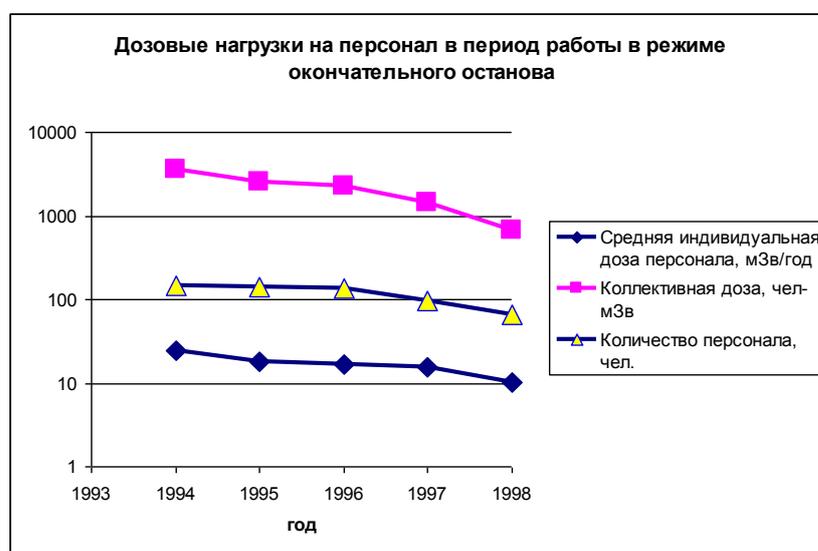


Рисунок 5.2 - Дозовые нагрузки на персонал в период подготовки реактора МР к выводу из эксплуатации

Анализ эффективности мероприятий по радиационной защите персонала, предусмотренных разработанной методологией вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ, можно провести на основе результатов дозиметрического контроля, полученных при выполнении работ.

Как было показано в Разделе 2.1.1., потенциальная радиационная опасность для персонала, выполняющего работы по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ такова, что на некоторых операциях годовую дозу внешнего облучения можно было получить менее чем за одну минуту.

В целях создания приемлемых условий для проведения работ по демонтажу оборудования были проведены мероприятия по оптимизации радиационной защиты. Эти мероприятия условно можно разделить на две категории:

- мероприятия, направленные на минимизацию внешнего облучения персонала;
- мероприятия, направленные на минимизацию внутреннего облучения персонала и воздействия на население.

К первой категории можно отнести:

- дистанционную диагностику радиационного состояния объекта с применением коллимированных спектрометрических систем, позволяющих дистанционно определить распределение активности в оборудовании, мощность дозы излучения и радионуклидный состав его составляющих;
- применение дистанционно-управляемых механизмов, оснащенных навесными устройствами, предназначенными для демонтажа и фрагментации оборудования, захватными устройствами для упаковки РАО в транспортные контейнеры;
- индивидуальный дозиметрический контроль методом ТЛД и самоконтроль индивидуальной дневной дозы дополнительным показывающим дозиметром ДКГ-05Д;
- подбор и обучение персонала;
- документальное оформление порядка проведения каждого вида работ (ППР).

Ко второй группе можно отнести мероприятия, связанные с минимизацией внутреннего облучения персонала и облучения населения:

- использование «холодных» методов резки;
- пылеподавление и «сухая» дезактивация методом распыления полимерных составов перед началом и в процессе выполнения работ;
- использование индивидуальных средств защиты;
- использование локальной вентиляции в зоне проведения демонтажных работ;

- обеспечение эффективной работы систем очистки фильтров вентиляционных систем;
- контроль загрязнения воздушной среды в технологических помещениях;
- контроль выбросов радиоактивных нуклидов в окружающую среду.

5.1.2. Анализ эффективности мероприятий по минимизации внешнего облучения персонала

В НИЦ «Курчатовский институт» для работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ принят контрольный уровень годовых доз внешнего облучения персонала равный 10 мЗв (50 мкЗв/день). При достижении дозы внешнего облучения в смену 50 мкЗв персонал выводился из зоны проведения радиационно-опасных работ.

При проведении радиационно-опасных работ одним из важных показателей эффективности применения мероприятий по радиационной защите персонала является снижение численности персонала, привлекаемого для проведения этих работ и, соответственно, уменьшение коллективной дозы облучения персонала. Мерой эффективности защитных мероприятий может служить кратность снижения дозовых нагрузок ($K_{сд}$) за счет принятых защитных мероприятий, то есть отношение дозовых нагрузок в зоне проведения работ, к дозовым нагрузкам в месте нахождения персонала, проводящего работы.

Прогнозируемая численность персонала при отсутствии защитных мероприятий может быть оценена как произведение $K_{сд}$ на численность персонала, выполняющего эти работы при использовании защитных мероприятий. Следует отметить, что данная оценка достаточно консервативна, так как не учитывает различную энерговооруженность труда при использовании дистанционно-управляемых механизмов и без них. Производительность труда, а, следовательно, и время выполнения отдельных операций существенно различаются для персонала, обеспеченного стандартным ручным инструментом, и мощными механизмами.

Оценки эффективности защитных средств при выполнении различных операций представлены в Таблице 5.1 [126].

Из Таблицы 5.1 следует, что даже на этапе проведения подготовительных работ, используемые защитные мероприятия позволили выполнить работы составом персонала, подвергающемуся облучению ионизирующим излучением, количеством в 100-1000 меньшим, чем при отсутствии защитных мероприятий. Аналогичные значения были получены при демонтаже оборудования петлевых установок реактора.

Таблица 5.1 - Оценка эффективности мер радиационной защиты для некоторых видов работ

Параметр	Вид выполняемых работ				
	Спектрометрическое обследование канала на отсутствие ОЯТ	Разборка каналов в бассейне-хранилище	Резка каналов. Упаковка средне-активных фрагментов	Резка каналов. Упаковка высоко-активных фрагментов в пеналы	Загрузка пеналов в хранилище ВАО
Мощность дозы в зоне работы ДУМ, мЗв/день	8,2- 22,0	1,2-1,5	4,0- 6,0	9,0-19,0	6,0-12,0
Кратность снижения дозовых нагрузок при наличии защитных мероприятий, отн. ед.	205-550	30- 38	100-150	225-470	150-300
Средняя дневная доза, полученная персоналом при выполнении работ персонала, мЗв/день	0,040	0,044	0,041	0,040	0,040
Количество персонала выполнявшего работы, чел	3	7	8	7	6
Прогнозируемая численность персонала без использования защитных средств, чел.	600-1600	200- 300	800 - 3000	1500- 3300	900-1800

Применяемые методы выполнения работ и внедрение разработанной системы радиационной защиты позволило значительно снизить индивидуальные

дозы персонала и количество работников, привлекаемых к радиационно-опасным работам. Анализируя результаты облучения персонала только за период выполнения работ по демонтажу оборудования реакторов МР и РФТ, следует сделать вывод, что продуманная организация работ по выводу из эксплуатации, применение дистанционных методов диагностики радиационной обстановки, выполнение работ с широким использованием дистанционно-управляемых механизмов, систем пылеподавления, постоянный радиационный контроль способствовали снижению радиационного воздействия на персонал и окружающую среду. Несмотря на сложную радиационную обстановку в большинстве технологических помещений и большой объем работ, демонтаж всех систем реактора МР и его петлевых установок, а также графитовой кладки реактора РФТ удалось выполнить с соблюдением дозовых нормативов для персонала и ограниченным числом сотрудников (Рисунок 5.3).

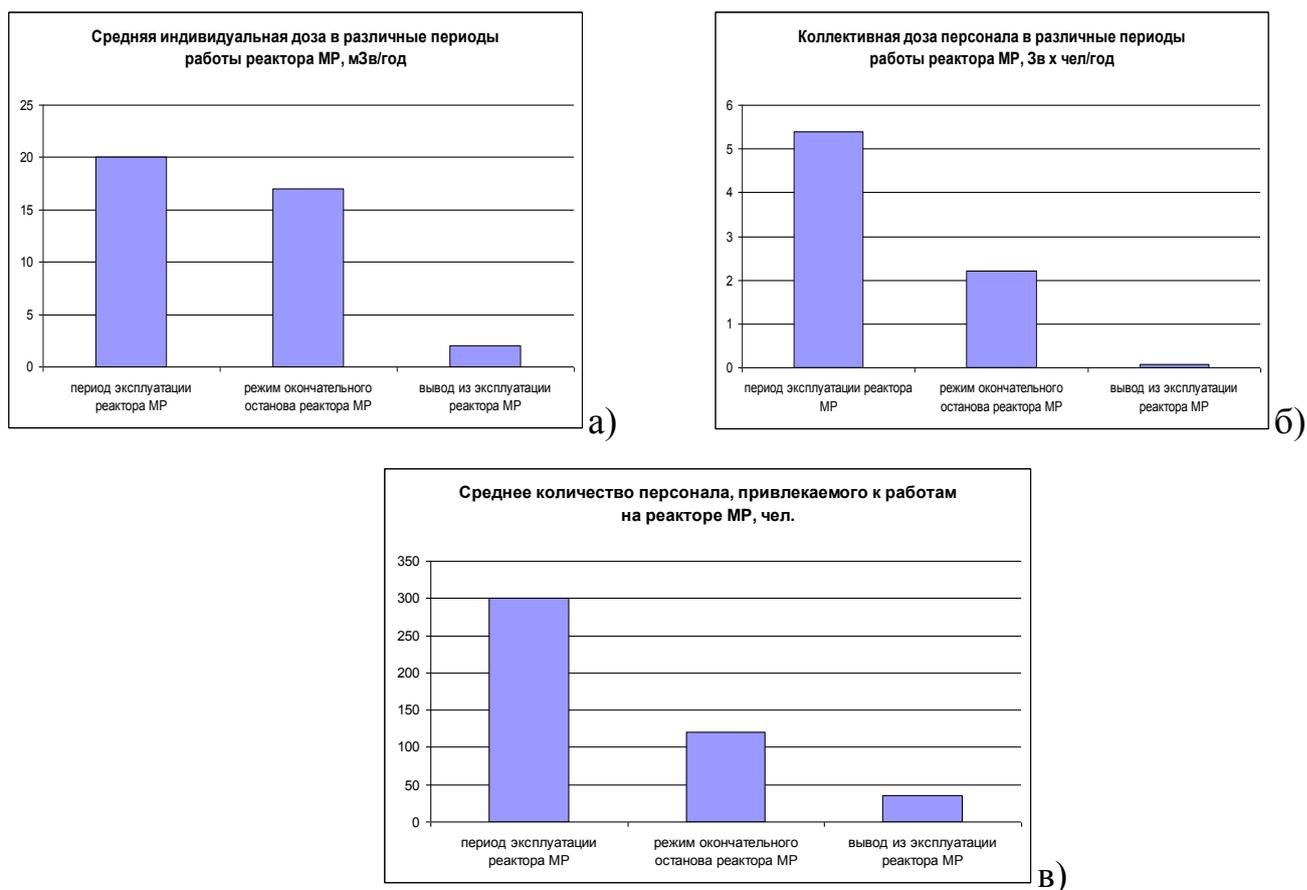


Рисунок 5.3 - Дозовые нагрузки и количество персонала, привлекаемого к радиационно-опасным работам: а) - средние индивидуальные дозы, мЗв/год; б) - средние коллективные дозы чел-Зв/год; в) - среднее количество персонала.

Статистика эффективности радиационной защиты персонала за период работ по выводу из эксплуатации приведены в Таблице 5.2.

Таблица 5.2 - Дозы внешнего облучения персонала за годы работы по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ

год	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
Средняя индивидуальная, эквивалентная доза, мЗв/год	1,5	1,5	2,0	1,9	2,7	3,5	3,6	3,7	3,8	3,6
Годовая коллективная доза, чел.-мЗв/год	84	84	76	65	97	123	129	134	136	126
Количество персонала, чел.	56	56	38	34	36	35	36	36	36	35

5.1.3. Анализ результатов мероприятий, направленных на минимизацию внутреннего облучения персонала и воздействия на население

Испытания ТВЭЛов и их сборок на реакторе МР проводились в экстремальных технологических условиях, вплоть до разрушения испытуемых изделий, что обусловило высокий уровень отложений радионуклидов в трубопроводах и оборудовании петлевых установок [127].

Проведение демонтажных работ и обращение с РАО сопровождается образованием и попаданием в окружающую среду радиоактивных аэрозолей. Эффективный контроль концентрации аэрозолей в воздухе зоны производства работ позволял минимизировать воздействие на население, и, в совокупности с применением качественных средств индивидуальной защиты, минимизировать внутреннее облучение персонала.

Контроль объемной активности воздуха в технологических помещениях

При выполнении работ контроль объемной активности воздуха осуществлялся в соответствии с требованиями по обеспечению радиационной безопасности персонала и позволял решать следующие задачи:

- обеспечение защиты населения и окружающей среды, недопущение переноса аэрозольной активности за пределы санитарно-защитной зоны в количествах, превышающих контрольные уровни и соответственно санитарно-гигиенические нормы НРБ-99/2009, установленные для населения;

- контроль условий труда персонала с целью оценки возможного поступления радионуклидов в организм работающих для дальнейшего планирования и проведения индивидуального контроля внутреннего облучения.

Контролю подлежала объемная активность альфа- бета- и гамма-излучающих радионуклидов в воздухе рабочей зоны в помещениях, на территории, прилегающей к зданиям реактора МР, и по периметру НИЦ «Курчатовский институт», который совпадает с границей санитарно-защитной зоны.

Для работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ были установлены контрольные уровни объемной активности радионуклидов в воздухе технологических помещений, в которых проводятся демонтажные работы (Таблица 5.3).

Исследования объемной активности воздуха проводились по методике «Объемная активность радионуклидов в воздухе при проведении работ по реабилитации объектов использования атомной энергии и радиационно загрязненных территорий». Методика согласована с ЦМИИ ГНМЦ «ВНИИФТРИ» [113]. Отбор проб осуществлялся с помощью установки ПУ-5, которая эксплуатировалась в соответствии с «Руководством по эксплуатации пробоотборника воздуха переносного ПУ-5» ФВКМ.418311.001 РЭ.

Таблица 5.3 - Контрольные уровни объемной активности радионуклидов в воздухе помещений реакторов МР

Радионуклид	Гигиенические нормативы НРБ-99/2009	Контрольный уровень объем- ной активности радионуклидов в воздухе поме- щений, Бк/м ³
	Допустимая среднегодовая объемная активность воздуха для персонала группы А, Бк/м ³	
¹³⁷ Cs	1700	20
⁹⁰ Sr	330	1
⁶⁰ Co	280	10

Пределы измерения объемного расхода воздуха на установке ПУ-5 составляют 20-120л/мин, погрешность объемного расхода не превышает ± 10%.

Для оперативного мониторинга за состоянием радиационной обстановки в зоне проведения работ применялась установка УДА- 1АБ.

Результаты измерения фильтров аспирационных установок «ПУ-5» при проведении работ по демонтажу бетонных стяжек и извлечению радиоактивного грунта из ряда технологических помещений реактора МР приведены в Таблице 5.4.

Таблица 5.4 - Результаты измерений объемной активности воздуха в технологических помещениях при проведении работ по демонтажу бетонных стяжек и извлечению радиоактивного грунта

Объемная активность, Бк/м ³		
¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr
0,2 – 5,0	0,005- 0,3	0,01-0,3

Результаты измерения объемной концентрации радиоактивных аэрозолей показали, что активность аэрозолей в воздухе технологических помещений при проведении демонтажных работ определялась ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co и

^{90}Sr . Объемная активность в технологических помещениях при проведении работ ^{137}Cs не превышала 5 Бк/м³, ^{60}Co - 0,3 Бк/м³, ^{90}Sr – 0,3 Бк/м³, что существенно ниже контрольных уровней объемных активностей в технологических помещениях (20 Бк/м³ для ^{137}Cs , 10 Бк/м³ для ^{60}Co и 10 Бк/м³ для ^{90}Sr).

Величина объемной активности воздуха и оценка суммарной активности, выделившейся в воздух при выполнении технологических операций при демонтаже оборудования реактора МР представлены в Таблицах 5.5 и 5.6.

Таблица 5.5 - Объемная активность воздуха при выполнении работ в центральном зале реактора МР

Вид работ	Кол-во дней	Объемная активность, Бк/м ³		
		^{137}Cs	^{60}Co	^{90}Sr
Подготовительные работы в центральном зале	10	25	0,4	0,3
Обследование бассейна – хранилища, диагностика его радиационного состояния, обращение с радиоактивными объектами в бассейне, исследование активности воды и осадка	20	5,8	0,33	0,7
Разборка облучателя в бассейне	3	137	0,85	2,8
Извлечение и фрагментация бериллиевых блоков	21	4,4	0,26	0,3
Извлечение и фрагментация элементов петлевых и рабочих каналов, их фрагментация	19	33,3	0,74	1,4
Радиационное обследование изделий, извлеченных из бассейна и конструкций бассейна-хранилища	15	4,2	0,9	0,8
Разборка и фрагментация тележки СУЗ	5	90,1	1,2	1,4
Разгрузка хранилища РФТ	19	4,0	0,3	0,32
Демонтаж поднастильного пространства	20	22,4	1,35	1,7
Очистка бассейна-хранилища от осадка и элементов рабочих и петлевых каналов, фрагментация	11	8,0	135	1,5
Средняя объемная активность		28,5	10,24	1,0

Таблица 5.6 - Объемная активность воздуха технологических помещений в зоне проведения работ по демонтажу петлевых установок

Петлевая установка	Вид работ	Кол-во дней	Средняя объемная активность, Бк/м ³		
			¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr
ПВЦ пом. 50 и 51	демонтаж	11	1,35	9,7	0,16
	фрагментация	4	140	527	18,1
ПВУ пом. 57 и 58	демонтаж и фрагментация	12	1,6	0,62	0,54
АСТ пом. 49 и 53	демонтаж	8	0,3	0,3	0,15
	фрагментация	4	10,0	1	0,4
ПВ, пом. 67	демонтаж	4	0,3	0,1	0
	фрагментация	2	2	9	0,15
ПВК, пом. 45,46	подготовка к демонтажу	4	0,2	0,1	0,1
	демонтаж фрагментация	24	36	8,3	0,15
Средняя:		73	20,6	33,8	1,2

Фактические дозы внутреннего облучения персонала, участвующего в демонтаже оборудования реакторов МР и РФТ, получены при обследовании спектра излучения человека (СИЧ) в специализированной организации. Работники, участвовавшие в радиационно-опасных работах, проходили ежегодное обследование на установке измерения СИЧ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна. В качестве

примера рассмотрим данные измерения СИЧ за 2011 и 2013 годы - два года интенсивных демонтажных работ.

У 25-ти сотрудников из числа обследованных в 2012 году на установке СИЧ была определена внутренняя активность, обусловленная техногенными радионуклидами, из них у 9-ти человек было идентифицировано наличие ^{60}Co в организме, а в 2014 г. из 37-и сотрудников, занятых на работах по демонтажу оборудования реактора МР и прошедших обследование, у 20-ти человек в организме было идентифицировано наличие ^{60}Co . Соотношение активностей радионуклидов ^{60}Co и ^{137}Cs для трех групп работников представлено на Рисунке 5.4. Из приведенных данных видно, что внутренние активности по ^{137}Cs меняются в достаточно широких пределах от 0,1 до 10 кБк, а по ^{60}Co от 0,05 до 0,35 кБк. По соотношению активностей можно выделить две основные группы работников: первая (X) – имеет отношение $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ около 6-7, а для второй (Y) группы $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co} \cong 23$. Такие особенности связаны с характером работ. Соотношения активностей 6-7 связаны с демонтажом оборудования петлевых установок, где объемные активности воздуха ^{60}Co и ^{137}Cs сравнимы, большие соотношения связаны с работами в центральном зале, где загрязнение ^{137}Cs существенно и превалирует над объемной активностью ^{60}Co . Третья (Z) группа сотрудников, у которой соотношение $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ лежит в пределах от 50 до 100, выпадает из основной массы, и такие соотношения могут быть связаны особенностями стиля и характера выполняемых операций. Вклад ^{60}Co в среднюю годовую дозу внутреннего облучения персонала примерно в 3-5 раз меньше, чем от ^{137}Cs . Коллективная годовая доза внутреннего облучения, обусловленная ^{137}Cs , составила по годам ~160 и 170 чел.×мкЗв /год, а ^{60}Co соответственно ~34 и 51 чел.×мкЗв/год.

Из допущения, что вклад ^{90}Sr превалирует над вкладом ^{137}Cs , оценочные коллективные эффективные годовые дозы облучения персонала, представлены в Таблице 5.7.

Следует отметить, что вклад сотрудников из третьей группы в годовые коллективные дозы персонала достигает 30-40%, а с учетом ^{90}Sr может быть и

больше. Между тем, индивидуальные дозы внутреннего облучения даже для этих сотрудников в 40-50 раз меньше допустимой годовой дозы для населения и в 400-500 раз меньше допустимого значения для персонала группы А.

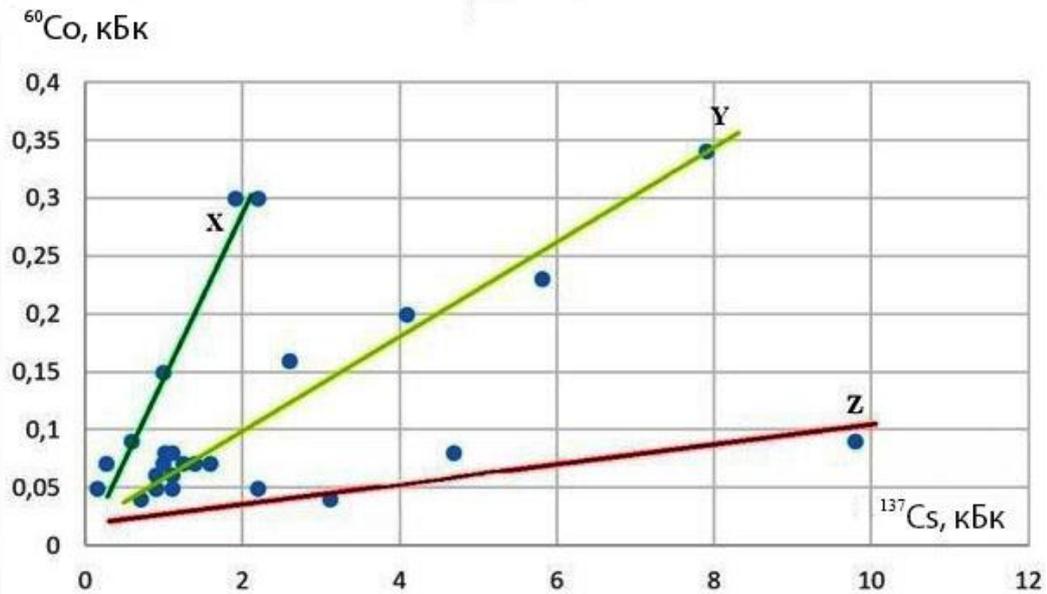


Рисунок 5.4 - Соотношение активностей радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co в организме для трех групп работников (X, Y, Z.), занятых в радиационно-опасных работах

Таблица 5.7 - Дозы внутреннего облучения персонала в 2011 и 2013 гг.

		2011 год	2013 год
Средняя индивидуальная эффективная доза, мкЗв/год	^{137}Cs	6,4	8,9
	^{60}Co	3,7	3,0
	^{90}Sr (оценка)	~7,0	~9,0
Коллективная годовая доза чел.×мкЗв/год	По ^{137}Cs и ^{60}Co	190	220
	С учетом ^{90}Sr (оценка)	~350	~390

Анализ ежегодных измерений спектра излучения человека показал, что доза внутреннего облучения персонала, участвующего в демонтаже оборудования реакторов МР и РФТ, в зависимости от характера выполняемой работы находится

в диапазоне от 3,31 до 34,16 мкЗв/год, то есть за весь период обследования – с 2008 по 2016 годы не превысила 50 мкЗв/год.

Анализ влияния деятельности по выводу из эксплуатации на окружающую среду.

Технологии снижения объемной активности радионуклидов в воздухе, разработанные в период с 2003 по 2006 годы, в течение которого проводились работы по ликвидации временных хранилищ твердых РАО на территории НИЦ «Курчатовский институт», были адаптированы для работ по подготовке и выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ. Значения контрольных уровней аэрозольной активности атмосферного воздуха по границе санитарно-защитной зоны, совпадающей с периметром территории НИЦ «Курчатовский институт», представлены в Таблице 5.8.

Таблица 5.8 - Контрольные уровни аэрозольной активности атмосферного воздуха на границе санитарно-защитной зоны

Радионуклид	Допустимая объемная активность воздуха для населения, Бк/м ³	Контрольный уровень по периметру СЗЗ, Бк/м ³
¹³⁷ Cs	27	0,04
⁹⁰ Sr	2,7	0,03
⁶⁰ Co	11	0,01
Сумма альфа-активных изотопов U	0,014	0,001
²⁴¹ Am	0,0029	0,001

Многолетний контроль на границе СЗЗ показывает, что среднегодовая объемная активность атмосферного воздуха на 2–3 порядка ниже нормативов для населения (Таблица 5.9). Данные по выбросам, представленные в Таблице 5.9, позволяют сделать вывод, что методы выполнения работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ и примененные технологии не привели к увеличению объемной активности атмосферного воздуха.

Таблица 5.9 - Годовые выбросы радионуклидов через трубу спецвентиляции реакторного комплекса МР-РФТ (здание №37/1) в атмосферный воздух

Радионуклид	ДВ, Бк/ год	Выбросы радионуклидов по годам, Бк/год										
		2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
^{60}Co	$1,0 \times 10^8$	-	$6,0 \times 10^5$	$3,7 \times 10^4$	$4,8 \times 10^4$	$1,8 \times 10^4$	$4,9 \times 10^3$	$1,1 \times 10^4$	$1,9 \times 10^4$	$1,3 \times 10^6$	$6,6 \times 10^4$	$4,3 \times 10^4$
^{137}Cs	$1,0 \times 10^9$	$5,3 \times 10^4$	$1,3 \times 10^6$	$2,8 \times 10^6$	$1,1 \times 10^6$	$1,3 \times 10^6$	$1,6 \times 10^5$	$3,9 \times 10^5$	$5,5 \times 10^5$	$6,8 \times 10^6$	$1,2 \times 10^7$	$2,9 \times 10^6$

Внедрение новых технологических процессов и порядка организации работ позволили постепенно снизить контрольные уровни радиоактивного загрязнения окружающей среды на территории НИЦ «Курчатовский институт».

Контрольный уровень мощности дозы гамма-излучения по внешнему периметру СЗЗ в сумме с природным фоном составляет в настоящее время 0,2 мкЗв/ч, величина фактической мощности дозы гамма-излучения по периметру территории за время выполнения работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ не превысил 0,15 мкЗв/ч в сумме с природным фоном.

5.2. Верификация расчетных оценок воздействия на персонал, население и окружающую среду

Обоснование необходимости оценки рисков

Для персонала, выполняющего радиационно-опасные работы, эти операции связаны с риском возникновения вредных для здоровья радиационных последствий. Общее понятие риска при его математической формализации должно включать два четко различимых компонента: частоту нежелательного события и последствия [128; 129].

С точки зрения последствий радиационного воздействия превалирующим является возникновение злокачественных новообразований. Мерой же

радиационного воздействия на организм, согласно общепринятой беспороговой теории зависимости риска стохастических эффектов, является доза, при этом величина риска пропорциональна дозе излучения и связана с дозой через линейные коэффициенты радиационного риска [30].

При обосновании защиты от источников потенциального облучения в течение года принимаются следующие граничные значения обобщенного риска:

- для персонала – $2,0 \times 10^{-4}$, год⁻¹;
- для населения – $1,0 \times 10^{-5}$, год⁻¹.

Указанные выше граничные значения доз облучения необходимо не только соблюдать при определении контрольных уровней при планировании вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, но принимать во внимание при проектировании для оценки затрат на обеспечение радиационной безопасности этих работ.

В качестве наглядного примера можно привести пример «горячих» камер. В настоящий момент никто не сомневается в необходимости создания «горячих» камер при работах с облученным ядерным топливом. «Горячие» камеры служат средствами защиты персонала при радиационно-опасных работах по обращению с облученным ядерным топливом, их применение делает риск радиационного воздействия на персонал приемлемым при выполнении этих работ. С другой стороны, «горячие» камеры – это значительные капитальные затраты при создании ядерных и радиационных производств. Эти затраты приемлемы и обоснованы величиной приемлемого риска радиационного воздействия на персонал.

Для обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации ИЯР необходимо руководствоваться принципами нормирования, обоснования и оптимизации. Затраты на мероприятия по радиационной защите персонала при реализации принципа оптимизации при проектировании вывода из эксплуатации исследовательских реакторов обосновываются необходимостью поддержания на возможном низком и достижимом уровне индивидуальных доз облучения и числа

облучаемых лиц при выполнении радиационно-опасных работ с учетом экономических и социальных факторов. .

Оптимизация мероприятий по радиационной защите обеспечивается согласием платить за них при условии, что риск для персонала, а следовательно, коллективная доза персонала (в виду линейной зависимости риска от дозы) достигает приемлемого уровня за счет применения этих мероприятий.

Эффективность проектных решений радиационной защиты персонала и населения при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ, естественно, требовала оценки. Для обоснования и оценки эффективности использования дистанционно-управляемых механизмов при выводе из эксплуатации, которая определяется численностью используемого персонала с применением ДУМ и без них, были выполнены расчеты усредненных кратностей снижения дозовых нагрузок при использовании защитных мероприятий при демонтаже оборудования в помещениях петлевых установок реактора МР.

Расчеты учитывали длительность и последовательность выполняемых операций в каждом конкретном помещении, как подготовительных, связанных с монтажом (демонтажом) видеосистем, подготовкой оборудования и механизмов, так и непосредственно демонтажных работ. Результаты расчетов представлены на Рисунке 5.5 [130].

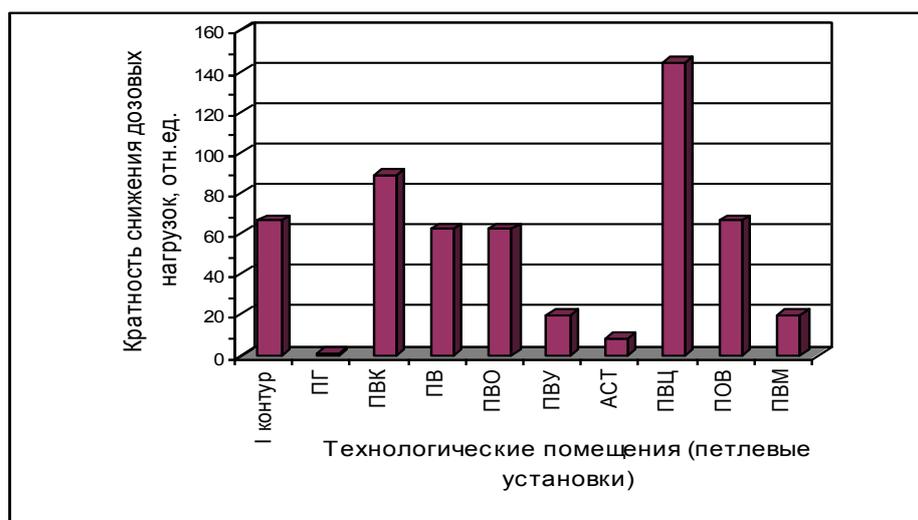


Рисунок 5.5 - Эффективность защитных мероприятий в различных технологических помещениях реактора

Экономическая эффективность защитных мероприятий

Для обоснования расходов на радиационную защиту при реализации принципа оптимизации принимается, что облучение в коллективной эффективной дозе в 1 чел.-Зв приводит к потенциальному ущербу, равному потере примерно 1 чел.-года жизни населения. Величина денежного эквивалента потери 1 чел.-года жизни устанавливается отдельными документами федерального уровня в размере не менее 1-го годового душевого национального дохода.

Мерой эффективности применения мероприятий по радиационной защите персонала может служить годовая коллективная предотвращенная доза. Коллективная предотвращенная доза оценивалась из результатов измерений мощности дозы облучения и результатов измерений объемной активности в зоне работ дистанционно-управляемых механизмов и значений этих параметров в местах расположения персонала, управляющего этими механизмами. Следует отметить, что данная оценка чрезвычайно консервативна, так как не учитывает различную энерговооруженность труда при использовании дистанционно управляемых механизмов и без них. Ясно, что производительность труда, а следовательно, и время выполнения отдельных операций существенно различаются для персонала, обеспеченного стандартным ручным инструментом, и мощными механизмами. Оценки дневной предотвращенной индивидуальной дозы при обращении с облученными каналами петлевых установок представлены в Таблице 5.1 [126].

Количество персонала, принимавшего участие в данных операциях - 6-7 человек, средняя дневная предотвращенная доза отдельного работника составляет около 9 мЗв/день. Принимая во внимание, что работы по демонтажу установок и удалению каналов продолжались около года, можно оценить годовую коллективную предотвращенную дозу внешнего облучения значением в 12 Зв/год.

Для внутреннего облучения хорошей оценкой годовой коллективной предотвращенной дозы внутреннего облучения служит величина 6 Зв/год [126]. Усредненная величина коэффициента радиационного риска, используемая для установления пределов доз персонала и населения, принята равной 0,05 Зв⁻¹ [30].

Это означает, что если бы не была применена предложенная методология вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности, коллективная доза персонала составила бы величину, при которой риск возникновения онкологических последствий составил бы 1. За пять лет работ потери могли бы составить пять человек. Суммарные потери составили бы 100 чел.-лет.

С учетом квалификации персонала, мультипликативного эффекта и годового душевого национального дохода суммарные денежные потери могли бы превысить 300 миллионов рублей. Данные рассуждения являются разумным обоснованием экономической эффективности защитных мероприятий, предусмотренных при проектировании работ по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ. Стоит отметить, что это нижние оценки стоимости потерь. Стоимость жизни в зарубежных странах достигает 4-5 миллионов долларов, т.е. оценки потерь для этих стран превышают приведенные оценки в 5 и более раз.

5.3. Выводы к ГЛАВЕ 5

Основные результаты применения разработанной методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, полученные при выполнении практических работ по ликвидации комплекса исследовательских реакторов МР и РФТ НИЦ «Курчатовский институт», заключаются в следующем.

Впервые на системном уровне разработана и внедрена система радиационной защиты для проведения работ по выводу из эксплуатации первых отечественных материаловедческих исследовательских петлевых реакторов МР и РФТ. Данная система гармонизирована с государственной нормативно-правовой базой. При этом начало работы по подготовке реакторов МР и РФТ к выводу из эксплуатации совпало с введением в действие в 2000 году в Российской Федерации принципиально новой концепции радиационной защиты, на основании которой были разработаны и введены новые Нормы радиационной безопасности НРБ-99. и ОСПОРБ-99. С 2000 года также были установлены более жесткие гигиенические нормативы по дозовым нагрузкам: 20 мЗв/год для персонала и 1

мЗв/год для населения. Эти нормативные документы стали точкой отсчета для проведения мероприятий по оптимизации радиационной защиты персонала.

В соответствии с положениями 60 и 103 публикаций МКРЗ (МАГАТЭ) осуществлен комплекс мероприятий, заключающийся в разработке и применении дистанционных методов диагностики для контроля радиационной обстановки, использовании дистанционно-управляемых механизмов при выполнении операций по демонтажу оборудования реактора, применении технологий пылеподавления, устройств локальной вентиляции при обращении с высокоактивными отходами и обоснованных регламентов организации работ.

Кроме того, были введены граничные значения дневной дозы и дополнительный самоконтроль персонала с помощью дополнительных электронных дозиметров ДКГ-05Д.

Мероприятия по оптимизации радиационной защиты [131] позволили выполнять радиационно-опасные работы, предотвращая повышенное облучение персонала, не увеличивая количество персонала, привлекаемого к потенциально опасным работам по демонтажу и фрагментации оборудования.

Данные, подтверждающие эффективности радиационной защиты представлены в Таблице 5.10.

Выполнение мероприятий обеспечило радиационную защиту персонала и населения при проведении работ высокой потенциальной радиационной опасности и позволило дистанционно осуществлять работы по обращению с радиационно-опасными источниками излучения с соблюдением нормативов, определенных в НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010.

Объемная активность воздуха в рабочих зонах не превышала нормативных значений, средняя индивидуальная доза персонала составила не более 4 мЗв/год, а коллективная доза оценивается до 0,14 человеко-Зв/год. Максимальная годовая индивидуальная доза внутреннего облучения персонала не превысила 50 мкЗв/год.

Таблица 5.10 - Дозовые нагрузки на персонал, привлекаемый к работам по реабилитации радиационно-опасных объектов и выводу из эксплуатации исследовательских реакторов НИЦ «Курчатовский институт»

Параметр	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
Средняя индивидуальная, эффективная доза, мЗв/год	2,0	1,8	1,6	1,6	1,5	1,5	2,0	1,9	2,7	3,5	3,6	3,7	3,8	3,6
Коллективная эффективная доза, чел.-мЗв/год	124	90	77	77	84	84	76	65	97	123	129	134	136	126
Количество привлекаемого персонала, чел.	62	50	48	48	56	56	38	34	36	35	36	36	36	35

Контрольный уровень мощности дозы гамма-излучения по внешнему периметру СЗЗ в сумме с природным фоном составляет в настоящее время 0,2 мкЗв/ч.

Многолетний контроль на границе санитарно-защитной зоны показывает, что среднегодовая объемная активность атмосферного воздуха на 2–3 порядка ниже нормативов для населения, мощность дозы гамма-излучения по периметру территории составляет не более 0,15 мкЗв/ч в сумме с природным фоном.

За время работ по выводу из эксплуатации на периметре НИЦ «Курчатовский институт» не было зафиксировано ни одного случая превышения контрольных нормативов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

При постановке данного исследования по формированию научных знаний в сфере вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, которые исчерпали свой проектный ресурс, сложившиеся обстоятельства были таковы. К моменту, когда исследовательские ядерные реакторы достигли пределов безопасности по своему проектному ресурсу и дальнейшее их функционирование могло представлять опасность для жизнедеятельности человека и окружающего мира, в научной базе знаний по ИЯР отсутствовали результаты законченных исследований в этой междисциплинарной области. К моменту начала работ по выводу из эксплуатации материаловедческих исследовательских петлевых реакторов МР и РФТ не существовало информационных и инструментальных средств, готового оборудования, способного обеспечить радиационную защиту рабочего персонала и окружающую среду при выполнении практических работ. Для обеспечения радиационной безопасности на начальном этапе реализации проекта по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ вынуждено пришлось разрабатывать методы применения существующих дистанционно-управляемых механизмов общепромышленного назначения и технологии реализации этих методов к задачам названного проекта. В процессе дальнейших работ стало возможным формулировать требования к самим механизмам, навесному оборудованию, управляющим платформам и средствам контроля состояния инструмента и визуализации процесса работ, другим важным и необходимым оригинальным информационным, инструментальным и техническим средствам вывода из эксплуатации ИЯР. В частности, методы и средства обоснования и поддержания на безопасном уровне ИЯР на этапе их вывода из эксплуатации, в том числе за счет дистанционной прогнозной диагностики, пришлось разрабатывать при подготовке и непосредственно в ходе выполнения работ по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ. Дезактивирующие средства и пылеподавляющие составы также подбирались и усовершенствовались для условий реакторного оборудования и

помещений, по своей сути в условиях натурального эксперимента. В качестве дистанционно управляемых механизмов были выбраны механизмы шведской фирмы «BROKK», различные модификации которых обладают большим диапазоном удельных нагрузок и механических усилий и оснащены широким набором навесного сменного оборудования. Все это существенно повышало стоимость применяемого оборудования и экспериментальных образцов производственных систем, однако дальнейшее применение созданных специализированных инструментальных средств вывода из эксплуатации ИЯР обеспечивает существенную экономию средств для будущих проектов по выводу из эксплуатации ядерно- и радиационно-опасных объектов на площадке НИЦ «Курчатовский институт», а также удешевит процесс вывода из эксплуатации ядерно- и радиационно-опасных объектов на других площадках за счет сокращения стадий научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по данному направлению.

Эти и другие полезные результаты практического применения процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, убедительно доказывают и наглядно демонстрируют высокую эффективность применения дистанционно-управляемых механизмов, существенно возросшую производительность труда персонала, что позволило выполнить большой объем реабилитационных и демонтажных работ ограниченным числом работников, создать более щадящие условия их производственного труда в особо опасных условиях профессиональной деятельности.

К настоящему времени работы по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ завершены в объеме, предусмотренном проектом вывода из эксплуатации. В дальнейшем еще предстоит решать проблемы ликвидации устаревших объектов экспериментальной базы НИЦ «Курчатовский институт», таких как хранилища жидких высокоактивных отходов (монжусов), «горячие» камеры, другие исследовательские реакторы и критические стенды. Продолжение работ требует систематизации

использованных в ходе выполненных работ проектных решений и мер обеспечения безопасного выполнения работ. Анализ эффективности мер обеспечения радиационной безопасности на примере реакторов МР и РФТ показывает правильность принятых положений процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации ИЯР, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, как на стадии разработки проекта, так и на стадиях разработки рабочих регламентов и мер поддержки. Все это подтверждает перспективу дальнейшего успешного применения названной выше методологии. Вместе с этим современные проблемы анализа риска требуют дальнейшего улучшения представленной выше методологии с целью учета этого важного обстоятельства в векторе технических, экономических аспектов. Возможно решение проблем вывода из эксплуатации без привлечения к работам научных школ и коллективов, но это несет людские и репутационные потери. Возможно решение этих проблем путем примитивизации решений и снижения затрат, но это не несет развития. Вопросы оптимизации проектных и технологических решений по выводу из эксплуатации ИЯР лежат в тех же областях, что и вопросы оптимизации рисков. Проектные решения – это всегда компромисс между предусматриваемыми мерами и технологиями выполнения работ и согласием общества с ценой, которую надо уплатить за эти меры. Аналогичным образом вопросы оптимизации радиационной защиты - это компромисс между установившимися в общественном сознании допустимыми нормами, выработанными на основе анализа риска и теми затратами, которые то же общество согласно нести за обеспечение безопасности. Анализ принятых мер при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ показал эффективность принятых мер и правильность применения общей процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности с точки зрения потенциального риска.

Использование полученного опыта создания, верификации и апробации процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских

ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности может стать основой разработки проектов вывода других ядерно- и радиационно-опасных объектов из эксплуатации.

На основании вышеизложенного сформулированы основные результаты и выводы данного диссертационного исследования:

1. Выполнен анализ парадигмы вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, включающий как правовые, так и организационно-технические аспекты. Развита и улучшена система принципов и способов организации и построения теоретической и практической деятельности в сфере вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, обладающей достаточной общностью для ее использования для этапа вывода из эксплуатации разных типов ИЯР, для развития базы знаний в междисциплинарной области ядерной, радиационной, экологической, промышленной безопасности.

В научной базе знаний по выводу из эксплуатации ИЯР отсутствовали результаты законченных исследований в этой междисциплинарной области, не существовало информационных и инструментальных средств, готового оборудования, способного обеспечить радиационную защиту рабочего персонала и окружающей среды при выполнении всего комплекса работ по выводу из эксплуатации ИЯР. Отсутствие опыта и системного подхода в проблеме вывода исследовательских реакторов потребовало разработки соответствующей методологии, в основу которой были положены вопросы обеспечения радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды. Для обеспечения радиационной безопасности были сформулированы требования к методам и средствам демонтажа оборудования, к дистанционно-управляемым механизмам, к средствам радиационной диагностики, средствам контроля и визуализации процесса работ.

Впервые предложены информационная модель и концепция процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности и рекомендации для общего случая проведения радиационно-опасных работ,

включающих разработку методов обращения с ОЯТ, критериев выбора технологий и инструментальных средств для проведения демонтажных работ, включающих дистанционно-управляемые механизмы, технические средства для технологии пылеподавления и применения локальной вентиляции.

2. Проведен анализ проблем радиационного обследования исследовательских ядерных реакторов. По результатам этого анализа определены и предложены перспективные пути их решения, важные для формирования информационной модели процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности. Обосновано, что наиболее перспективным является оригинальный метод радиационного обследования с использованием современного измерительного оборудования и разработанных приборов: мобильного радиометра «Гамма-Пионер», «Гаммавизора», «Гамма-локатора», спектрометрических системы для сканирования пространства в помещениях и для проведения измерений под водой.

Этот инструментальный метод в формате общей методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, следует дополнить информационно-аналитическим методом оценки количественных показателей радиоактивного загрязнения компонентов ИЯР. Затем дополнить средствами имитационного, в первую очередь расчетного, моделирования опасностей и радиационных рисков при выполнении технологических процессов демонтажных и дезактивационных работ в общем составе работ типового проекта вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов и установок, исчерпавших свой ресурс.

3. Рассмотрены основные факторы, влияющие на выполнение работ на всех стадиях вывода из эксплуатации исследовательских реакторов на примере исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ НИЦ «Курчатовский институт».

Сформулированы основные критерии выбора технологий и инструментальных средств для практической реализации радиационно-безопасных методов вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов и сформирован состав оригинального методического обеспечения радиационно-экологической безопасности при выполнении всех процессов и процедур вывода из эксплуатации ИЯР. Разработаны и описаны организационно-технические мероприятия по обеспечению радиационно-экологической безопасности, которые базируются на следующих основных положениях и принципах:

- постоянный радиационный контроль, включающий индивидуальный контроль дозы внешнего облучения, контроль объемной активности радионуклидов в воздухе, ежегодный контроль внутреннего облучения персонала путем измерения активности гамма-излучающих радионуклидов в теле работников;

- применение «холодных» методов резки и фрагментации оборудования;

- применение дистанционно-управляемых механизмов, оснащенных широким спектром быстросъемного навесного оборудования, позволяющего проводить большинство технологических операций дистанционно;

- пылеподавление и фиксация радиоактивных загрязнений путем распыления полимерных составов, что снижает концентрацию радиоактивных нуклидов в атмосфере помещения и снижает дефляцию радиоактивных частиц с поверхностей демонтируемого оборудования на 3-5 порядков;

- поддержание на возможно низком уровне загрязнений поверхностей пола, стен, оборудования путем проведения ежесменной дезактивации помещения с применением дезактивирующих средств;

- проведение прогнозной диагностики радиационного состояния объекта, перед каждым видом работ по демонтажу, фрагментации оборудования и отправке в радиоактивные отходы;

- в рамках системы управления качеством главного процесса разработка на каждый вид работ проекта производства работ и пооперационного

технологического регламента, в котором определяются порядок проведения работ, обязанности и ответственность исполнителей работ за соблюдение технологии производства работ и обеспечение безопасности.

Разработаны проектные решения радиационной защиты персонала, методическое обеспечение радиационного контроля, методы контроля объемной активности аэрозолей в воздухе.

4. Проведена апробация технических решений при выполнении всего комплекса работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ как на стадии, предшествующей основному этапу, так и при демонтаже оборудования реакторов. На стадии подготовки представлен весь спектр работ, предшествующий основному этапу, а именно:

- ревизия и высвобождение ячеек хранилища высокоактивных отходов;
- удаление облученного топлива из приреакторного хранилища ОЯТ, канала с облученной сборкой из активной зоны реактора МР;
- удаление облученных петлевых каналов из бассейна-хранилища, радиоактивных объектов и иловых отложений со дна бассейна, дезактивация облицовки бассейна и демонтаж облучателя;
- удаление радиоактивных отходов из приреакторного хранилища РАО;
- дезактивация и демонтаж оборудования и облицовки в «горячей» камере.

На основной стадии вывода из эксплуатации представлена реализация работ по:

- демонтажу оборудования реактора МР в технологических помещениях;
- демонтажу конструкций реактора МР, включающего удаление стержней управления и защиты, бериллиевой и графитовой кладки и внутрикорпусных устройств реактора;
- демонтажу защитных конструкций, графитовой кладки и корпуса реактора РФТ;
- демонтажу системы сбора и удаления жидких радиоактивных отходов в технологических помещениях реактора МР.

Разработаны методы обращения с РАО: методы характеристики отходов, выбора транспортных контейнеров и обращения с загруженными РАО контейнерами.

5. Представлены наиболее существенные результаты применения разработанной методологии, полученные в процессе вывода из эксплуатации комплекса исследовательских реакторов МР и РФТ НИЦ «Курчатовский институт».

Впервые на системном уровне разработана и внедрена система радиационной защиты для проведения работ по выводу из эксплуатации первых отечественных материаловедческих исследовательских петлевых реакторов МР и РФТ. В соответствии с положениями 60 и 103 публикаций МКРЗ (МАГАТЭ) осуществлен комплекс мероприятий, заключающийся в разработке и применении дистанционных методов диагностики радиационной обстановки, использовании дистанционно-управляемых механизмов при выполнении операций по демонтажу оборудования в технологических помещениях реактора, применении технологий пылеподавления, устройств локальной вентиляции при обращении с высокоактивными отходами и обоснованных регламентов организации работ.

Кроме того, были введены граничные значения дневной дозы и дополнительный самоконтроль персонала.

Мероприятия по оптимизации радиационной защиты позволили выполнить радиационно-опасные работы, не увеличивая количество персонала, привлекаемого к потенциально опасным работам по демонтажу и фрагментации оборудования реакторов МР и РФТ, при этом предотвратив повышенное облучение персонала.

Выполнение мероприятий обеспечило радиационную защиту персонала и населения при проведении работ высокой потенциальной радиационной опасности и позволило дистанционно осуществлять работы по обращению с радиационно-опасными источниками излучения с соблюдением нормативов, определенных в НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010.

Объемная активность воздуха в рабочих зонах не превышала нормативных значений, средняя индивидуальная доза персонала составила не более 4 мЗв/год, а коллективная доза оценивается в 0,14 человеко-Зв/год. Максимальная годовая индивидуальная доза внутреннего облучения персонала не превысила 50 мкЗв/год.

Многолетний контроль на границе санитарно-защитной зоны показывает, что среднегодовая объемная активность атмосферного воздуха на 2–3 порядка ниже нормативов для населения, мощность дозы гамма излучения по периметру территории составляет не более 0,15 мкЗв/ч в сумме с природным фоном.

За время работ по выводу из эксплуатации на периметре НИЦ «Курчатовский институт» не было зафиксировано ни одного случая превышения контрольных нормативов.

Эти результаты практического применения процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, убедительно доказывают высокую эффективность применения дистанционно-управляемых механизмов, существенно возросшую производительность труда персонала, что позволило выполнить большой объем реабилитационных и демонтажных работ ограниченным числом работников, создать более щадящие условия их производственного труда в особо опасных условиях профессиональной деятельности.

Использование полученного опыта создания, верификация и апробация процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности, может стать основой для разработки проектов вывода из эксплуатации других ядерно- и радиационно-опасных объектов.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ

ИЯР – исследовательский ядерный реактор;

МАГАТЭ – международное агентство по атомной энергии;

МР – материаловедческий реактор;

РФТ – реактор физический технологический;

РАО – радиоактивные отходы;

ОЯТ – отработавшее ядерное топливо;

ДУМ – дистанционно-управляемые механизмы;

СИЧ – спектр излучения человека;

ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент;

ТВС – тепловыделяющая сборка;

МКРЗ – международная комиссия по радиационной защите;

НРБ – нормы радиационной безопасности;

ОСПОРБ – основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности;

ОИАЭ – объект использования атомной энергии;

РВ – радиоактивные вещества;

ИЯУ – исследовательская ядерная установка;

АЭС – атомная электростанция;

ТРО – твердые радиоактивные отходы;

ЖРО – жидкие радиоактивные отходы;

СПГИ – система получения гамма-изображения;

Спецвентиляция – система удаления радиоактивных аэрозолей путем многократного обмена воздуха в производственных помещениях ОИАЭ;

Спецканализация – система удаления ЖРО;

ЧАЭС – Чернобыльская атомная станция;

МЭД – мощность эквивалентной дозы;

ОТВС – отработавшая тепловыделяющая сборка;

ВХРАО – временные хранилища радиоактивных отходов;

СУЗ – стержни управления и защиты;

ВАО – высокоактивные отходы;

ПК – петлевой канал;

CZT – детектор на основе материала CdZnTe;

ТУК – транспортный упаковочный комплект;

ХОЯТ – хранилище отработавшего ядерного топлива;

ППД – полупроводниковый детектор;

ППР – проект производства работ;

МВИ – методика выполнения измерений;

ОА – объемная активность;

УУД – универсальная установка дезактивации;

СИЗ – средство индивидуальной защиты;

ЦЗ – центральный зал;

ПУСО – пункт специальной обработки техники;

АЗ – аварийная защита;

СЗЗ – санитарно-защитная зона;

КИРО – комплексное инженерно-радиационное обследование.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Обзор ядерных технологий» Бюллетень МАГАТЭ, апрель 2016 г., с.18.
2. Программа «Ядерная и радиационная безопасность» в библиотеке программы «Безопасность ядерных исследовательских установок Российской Федерации» В.М.Кузнецов.
3. Бать Г.А., Кабанов Л.П., Коченов А.С. Исследовательские ядерные реакторы. – М., Атомиздат, 1972, с. 15-62.
4. Исследовательские ядерные установки России / под ред. Н.В. Архангельского, И.Т. Третьякова, В.Н. Федуллина. – М. : ОАО «НИКИЭТ», 2012. с. 29-127
5. URL: <http://www.iaea.org> (МАГАТЭ)
6. URL: <http://www.gosnadzor.ru> (Ростехнадзор РФ)
7. ICRP, 1959. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 1. Pergamon Press, Oxford, UK.
8. ICRP, 1991. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3).
9. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения. Серия изданий по безопасности № 115. МАГАТЭ, Вена, 1997 г.
10. ICRP, 2007. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103.
11. «Вывод установок из эксплуатации». Общие требования безопасности GSR Part 6. МАГАТЭ, Вена, 2014. — с.7-8.
12. Федеральный закон № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии».
13. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения" (НП-091-14). Бюллетень нормативных актов федеральных органов исполнительной власти, N 37, 15.09.2014.
14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок" (НП-028-16). Официальный интернет-портал правовой информации www.pravo.gov.ru, 05.05.2017, N 001201705050034.
15. Decommissioning Techniques for Research Reactors. – IAEA, IAEA-TECHDOC-1273, Vienna, 2002.
16. Decommissioning of Research Reactors: Evolution, State of the Art, Open Issues. – IAEA, Technical Reports Series No. 446, Vienna, 2006.
17. Status of the Decommissioning of Nuclear Facilities around the World. – IAEA, Vienna, 2004.
18. Велихов Е.П., Волков В.Г., Пономарев-Степной Н.Н., Семенов С.Г. и др., Реабилитация радиоактивно загрязненных объектов и территории РНЦ «Курчатовский институт» – Атомная энергия, 2007, т. 102, вып. 5, с. 300–306.
19. Volkov V.G., Gorodetsky G.G., Zverkov Yu.A., Ivanov O.P., Lemus A.V., Semienov

- S.G., Chesnokov A.V., Shisha A.D., Radioactive waste management technologies used in rehabilitation of radioactively contaminated facilities and areas at the RRC “Kurchatov institute” site. *International Journal Nuclear Science and Technology*, V. 2, N1/2, 2006, p. 127-143.
20. Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колтышев С.М., Пономарев-Степной Н.Н., Семенов С.Г., Степанов В.Е., Чесноков А.В., Шиша А.Д. «Обследование и подготовка к ликвидации старых хранилищ радиоактивных отходов в РНЦ «Курчатовский институт», *Атомная энергия*, т. 102, вып. 6, июнь 2007, с. 374-377.
 21. Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Лемус А.В., Иванов О.П., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Технологии обращения с радиоактивными отходами при реабилитации радиоактивно-загрязненных объектов и участков территории РНЦ «Курчатовский институт». Сборник докладов 7-ой Международной конференции «Безопасность ядерных технологий: Обращение с РАО. (2004 г., Санкт-Петербург, Россия), изд-во Ргo Атом, 2004, с. 141-156.
 22. Иванов О.П., Колядин В.И., Павленко В.И., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Идеология и проблемы обращения с РАО при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ. Материалы Международной научно-практической конференции «Философия обращения с радиоактивными отходами: плюсы и минусы существующих технологий», Москва, ВНИПИПромтехнологии, 2016, с.194-205.
 23. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Колядин В.И., Семенов С.Г. и др. Подготовка к выводу из эксплуатации исследовательского реактора МР в РНЦ «Курчатовский институт», –*Атомная энергия*, т. 104, вып. 5, май 2008, с. 259-264.
 24. Volkov V.G., Chesnokov A.V., Ivanov O.P., Kolyadin V.I., Lemus A.V. , Pavlenko V.I., Semenov S.G., Shisha A.D., Zverkov Yu. A. Program of decommissioning for MR research reactor in the Kurchatov Institute, - Book of abstracts of International Conference Decommissioning challenges: an Industrial Reality? Avignon, France, September 28 – October 2, 2008, p. 75-76.
 25. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., и др. Ликвидация труднодоступного хранилища высокоактивных отходов РНЦ «Курчатовский институт», –*Атомная энергия*, т. 105, вып. 3, сентябрь 2008, с. 164-169.
 26. Chesnokov A.V., Ivanov O.P., Lemus A.V., Semienov S.G., Stepanov V.E., Shisha A.D., Volkov V.G., Zverkov Yu.A., Remediation of the High-level Radwaste Repositories at Russian Research Center “Kurchatov Institute”, –*Radioprotection*, v. 44, n°5, (2009), p. 971–975.
 27. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колтышев С.М., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Семенов С.Г., Степанов В.Е., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Опыт применения технологий обращения с РАО при реабилитации старых хранилищ «исторических» отходов в РНЦ «Курчатовский институт», Материалы II Международного ядерного форума, с. 403-409, 2007.

28. Chesnokov A.V., S.G. Semenov, Volkov V.G., Zverkov Yu.A., et al. Remediation of the High-level Radwaste Repositories at Russian Research Center "Kurchatov Institute", – In Proc. of Radioecology & Environmental Radioactivity, Bergen, Norway, 15-20 June 2008, P. 2, p. 355-357.
29. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). СП 2.6.1.2612-10, Минздрав России, 2010.
30. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СанПиН 2.6.1.2523-09, М., 2009.
31. Record Keeping for the Decommissioning of Nuclear Facilities: Guidelines and Experience. – IAEA, Technical Reports Series No. 411, Vienna, 2002.
32. Decommissioning Nuclear Facilities: Policies, Strategies and Costs. – OECD/Nuclear Energy Agency, Paris, 2003.
33. Decommissioning of Research Reactors and Other Small Facilities by Making Optimal Use of Available Resources. – IAEA, Technical Reports Series No. 463, Vienna, 2008.
34. Decommissioning Techniques for Research Reactors. – IAEA, IAEA-TECHDOC-1273, Vienna, 2002.
35. Laraia M. Research Reactor Removal. – Nuclear Engineering International, December 2003, p. 34–36.
36. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11). Издание ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, 2011.
37. URL: <http://www.ail.com/page13.htm>.
38. URL: <http://www.rmdinc.com/production/RadCam.html>.
39. Le Goaller C., Imbard G., et al. "The development and improvement of the Aladin gamma camera to localise gamma activity in nuclear installations", European Commission, Nuclear Science and Technology EUR18230 EN, 1998.
40. Le Goaller C., JR. Costes "On-site Video Imaging", Waste Management 1998, Tucson (Arizona), fevrier 1998.
41. Gal O., Izac C., Lainé F., Nguyen A. « CARTOGAM: a portable gamma camera », Nucl. Instr. and Meth., vol. A 387, pp. 297-303, 1997.
42. Gal O., Jean F., Lainé F., Lévêque C. « The CARTOGAM portable gamma imaging system », IEEE Trans. on Nucl. Sci., vol. 47, pp. 952-956, 2000.
43. Gal O., Izac C., Jean F., Lainé F., Lévêque C., Nguyen A. « CARTOGAM – a portable gamma camera for remote localisation of radioactive sources in nuclear facilities », Nucl. Instr. and Meth., vol. A 460, pp. 138-145, 2001.
44. Gal O., Dessus B., Jean F., Lainé F., Lévêque C. « Operation of the CARTOGAM portable gamma camera in a photon-counting mode », in Proc. IEEE Nuclear Science Symp., Lyon, France, Nov. 2000 (accepted for publication in IEEE Trans. on Nucl. Sci.).
45. URL: [http://www.bnfl.co.uk./website.nsf/images/InstrRadCam/\\$file/GAMCAM.pdf](http://www.bnfl.co.uk./website.nsf/images/InstrRadCam/$file/GAMCAM.pdf).

46. Волков В.Г., Павленко В.И., Семенов С.Г. и др. Вывод из эксплуатации реакторов МР и РФТ, – Безопасность окружающей среды, №3, 2011, с. 62-65.
47. Chesnokov A.V., Ivanov O.P., Kolyadin V.I., Lemus A.V., Pavlenko V.I., Semenov S.G., Shisha A.D., Volkov V.G., Zverkov Yu. A., Program of Decommissioning for MR Research Reactor in the Kurchatov Institute, Revue Generale Nucleaire, №6, November-December, 2008, p. 74-80.
48. Волков В.Г., Волкович А.Г., Колядин В.И., Лемус А.В., Павленко В.И., Потапов В.Н., Семенов С.Г., Смирнов С.В., Чесноков А.В. Радиационное обследование исследовательского реактора МР. Безопасность окружающей среды, 2009, №3, с. 90-93.
49. Волкович А.Г., Ликсонов В.И. и др. Применение коллимированного детектора при устранении последствий аварии в машинном зале 4-го блока ЧАЭС – Атомная энергия, 1990 т.69 №6, с. 389-391.
50. Chesnokov A.V., Ignatov S.M., Potapov V.N. et al. Determination of Surface Activity and Radiation Spectrum Characteristics inside a Building by Gamma Locator. NIM A401, 1997, pp. 414-420.
51. Chesnokov A.V., Fedin V.I., Gulyaev A.A., et al. "Surface Activity Distribution Measurements and Establishment of a Dose Rate Map inside the Destroyed Chernobyl Reactor". Preprint RISO-1074 (EN), p.41, February 1999.
52. Волкович А.Г., Потапов В.Н., Смирнов С.В. и др. Измерения полей фотонов ионизирующего излучения в реакторном зале 4-го блока ЧАЭС". – Атомная энергия, 2000 т.88, № 3, с. 203-207.
53. AIL, GammaCam – URL: http://www.ail.com/page13_gammacam.htm.
54. BNFL, RadScan 700 - Gamma Scanner device: URL: [http://www.bnfl.co.uk/website.nsf/images/InstrumRadscan/\\$file/Inst_RADSCAN.pdf](http://www.bnfl.co.uk/website.nsf/images/InstrumRadscan/$file/Inst_RADSCAN.pdf).
55. Large-scale Testing program in USA, URL: <http://www.fetc.doe.gov/dd/sitemap/sitemap.htm>.
56. Ramsden D., Bird A.J., Palmer M.J., Durrand P.T. Gamma-ray imaging system for the nuclear environment, Remote techniques for hazardous environments, BNES, 1995, V. p. 283-289.
57. Mottershead G., Orr C.H. A gamma scanner for pre-decommissioning monitoring and waste segregation, The Nuclear Engineer, 1996. V. 37. No 1. p. 3-6.
58. Игнатов С.М., Потапов В.Н., Щербак С.Б. и др. Автоматизированная система дистанционного определения характеристик полей фотонного ионизирующего излучения аварийных объектов, ПТЭ, 1998, №4, с. 134-139.
59. Potapov V.N., Kononov N.K., Ivanov O.P. e.a. A Gamma Locator for Remote Radioactivity Mapping and Dose Rate Control, Book of abstracts, Nuclear Science Symposium, Rome 2004 IEEE Conference, p. 88.
60. Ivanov O.P., Stepanov V.E., Volkov V.G., e.a. Application of portable gamma camera during an extraction of the radioactive wastes from temporal storage at territory of RRC Kurchatov institute, ICEM'05/DECM'05 Conference, September 4 – 8, 2005, Glasgow, Scotland, Session No: 11, ICEM05-ID: 1197, p. 84.

61. Ivanov O.P., Stepanov V.E., Volkov V.G., et al. New Portable Gamma-Camera for Nuclear Environment and Its Application at Rehabilitation Works, Book of abstracts, Nuclear Science Symposium, Rome 2004 IEEE Conference, p. 89.
62. Волкович А.Г., Волков В.Г., Данилович А.С. и др. «Применение новых приборов для сортировки РАО в реабилитационных работах в РНЦ «Курчатовский институт». –8-ая Международная конференция «Безопасность ядерных технологий: Экономика безопасности и обращение с источниками ионизирующих излучений. (26 сентября – 30 сентября 2005 года, Санкт-Петербург, Россия), изд-во ПроАтом, 2005, с. 135-141.
63. Chesnokov A.V., Ivanov O.P., Sudarkin A.N., et al. History of development of gamma-ray imagers in Russia since 1986, Nucl. Instr. and Meth. A 422, Nos 1-3, 1999 p. 677-682.
64. Govorun A.P., Ivanov O.P., Liksonov V.I., et al. Technique for In Situ Measurements of Cs-137 Deposit in Soil Under Clean Protected Layer, IEEE Trans. On Nucl. Sci. vol. 44, No.3, p. 769-773, 1997.
65. Chesnokov A.V., Govorun A.P., Ivanitskaya M.V., et al. Cs-137 Contamination of Techa Flood Plain in Brodokalmak Settlement, Applied Radiation & Isotopes, Vol. 50, p. 1121-1129, 1999.
66. Chesnokov A.V., Fedin V.I., Gulyaev A.A., et al. Application of Gamma Locator for Contamination Measurements inside 4-th Reactor Hall of Chernobyl NPP IEEE Trans. On Nucl. Sci. 1998. V. 45, No.3, part, p. 986 -991.
67. Волкович А.Г., Ликсонов В.И., Степанов В.Е. и др. Коллимированный спектрально-чувствительный детектор для дистанционного поиска пятен радиоактивного загрязнения. – Атомная энергия, 1990 т. 69 вып. 4, с. 259–261.
68. Ramsden D., Bird A.J., Palmer M.J., Durrand P.T. Gamma-ray imaging system for the nuclear environment, Remote techniques for hazardous environments, BNES, 1995, V. p. 283-289.
69. Иванов О.П., Степанов В.Е., Смирнов С.В., Данилович А.С., Игнатов С.М. Дистанционно-управляемые приборные средства для проведения измерений в интенсивных полях гамма излучений, Ядерные измерительно-информационные технологии, № 2 (38) 2011 г., с. 48-50.
70. Chesnokov A.V., Gerasov A.V., Lemus A.V., Semenov S.G., Smirnov S.V., Shisha A.D., Volkov V.G., Zverkov Yu.A. “Use of specialized measuring system for radiation situation monitoring at MR research reactor in NRC “Kurchatov institute”, Book of Abstract of European Research Reactors Conference IGORR, Prague, Czech Republic, 18-22 March 2012, p.78-79. URL: <http://www.euronuclear.org/meetings/rrfm2012/transactions.html>.
71. Anger H.O. / Use of gamma-ray pinhole camera for in vivo studies. - Nature. 1952, v.170, N4318, p.200.
72. Потапов В.Н., Чесноков А.В., Щербак С.Б. Расчет распределения мощности эквивалентной дозы на основе данных, полученных с помощью γ -локатора. – Атомная энергия, 2002, т. 92, вып. 4, с. 324–332.

73. Danilovich A.S., Ivanov O.P., Potapov V.N., et al. New remote method for estimation of contamination levels of reactor equipment. Proc. of Intern. WM'13 Symposium, Phoenix, AZ, USA, 24-28 of February 2013, 13175, CD-ROM, ISBN#978-0-9036186-2-1.
74. Danilovich A.S., Ivanov O.P., Lemus A.V., et al. Radiological Survey of Contaminated Installations of Research Reactor before Dismantling in High Dose Conditions with Complex for Remote Measurements of Radioactivity, 2012, WM2012 Conference, February 26 – March 1, Phoenix, 2012, AZ.
75. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Музрукова В.Д., Семенов С.Г., Степанов В.Е., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Реабилитация радиоактивно загрязненных объектов и территорий РНЦ «Курчатовский институт», Энергия: экономика, техника, экология, №9 2008, с. 35-41.
76. В.Г. Волков, Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колядин В.И., Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г., Фадин С.Ю., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Методы обращения с высокоактивными отходами при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ, -Атомная энергия, 2013, т.115, вып.5, с. 271-275.
77. Волкович А.Г., Потапов В.Н., Степанов В.Е., Смирнов С.В. Обнаружение урана в твердых высокоактивных отходах с помощью спектрометрического кадмий-цинк детектора. –Атомная энергия, 2012, т.113, вып. 2, с.106-109.
78. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Колядин В.И., Павленко В.И., Семенов С.Г., Шиша А.Д. Вывод из эксплуатации реактора МР в РНЦ «Курчатовский институт», Энергия, экономика, техника, экология, №2, 2010, стр. 18-24.
79. Бабулевич Е.Н., Гончаров В.В., Шавров П.И. и др. Опыт эксплуатации реактора МР и проведение испытаний твэл и материалов. Препринт ИАЭ-991, Москва, с. 18, 1965.
80. Бурков А.В., Иванов В.В., Колядин В.И., Павленко В.И., Рязанцев Е.П. Результаты предварительного этапа работ по подготовке исследовательского реактора МР к выводу из эксплуатации. Препринт ИАЭ-6123/4, с. 20, 1999.
81. Chesnokov A.V., Fadin S.Yu., Ivanov O.P., Kolyadin V.I., Lemus A.V., Pavlenko V.I., Semenov S.G., Shisha A.D., Volkov V.G., Zverkov Yu. A. Dismantling of loop-type channel equipment of MR reactor in NRC “Kurchatov Institute”. Proc. of Intern. WM'13 Symposium, Phoenix, AZ, USA, 24-28 of February 2013,13040, CD-ROM, ISBN#978-0-9036186-2-1.
82. Chesnokov A.V., Ivanov O.P., Kolyadin V.I., Lemus A.V., Pavlenko V.I., Semenov S.G., Fadin S.Yu, Shisha A.D. Removing of Equipment of Loop Facilities and Preparation for Dismantling of Core of MR Reactor, Proc. of Intern. WM'14 Symposium, Phoenix, USA, 1-4 of March 2014,14083. CD ROM 978-0-9836186-3-8.
83. Волков В.Г., Данилович А.С., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г., Шиша А.Д., Фадин С.Ю., Чесноков А.В. Демонтаж оборудования и петлевых установок реактора МР в

- НИЦ «Курчатовский институт» – Материалы симпозиума WM'12, Феникс, Аризона, США, 12051,
84. Смирнов С.В., Робот радиационной разведки, –Безопасность окружающей среды, №4, 2008, с. 77-79.
 85. Данилович А.С., Иванов О.П., Потапов В.Н., Смирнов С.В., Степанов В.Е. Система для дистанционных измерений распределения радиоактивных загрязнений для робота «Брокк», Тематический сборник «Ядерная и радиационная безопасность России», вып. 4, часть 4, Москва, 2008, с. 13-17.
 86. Иванов О.П. Новый подход к созданию портативной гамма-камеры с максимальным углом обзора, –Атомная энергия, 2010, т. 108, вып.1, с. 46-50.
 87. Иванов О.П., Степанов В.Е., Смирнов С.В., и др. Применение коллимированной радиометрической системы, установленной на робот «Брокк» для обследования хранилища СУЗ в помещении реактора МР РНЦ «Курчатовский институт». - Атомная энергия, 2010, т.109, №4, с. 194.
 88. Иванов О.П., Программное обеспечение гамма-камер для картирования радиоактивного загрязнения, – Атомная энергия, 2010, т.108, вып.3, с.164-172.
 89. Иванов О.П., Степанов В.Е., Смирнов С.В., и др. Дистанционно-управляемые приборные средства для проведения измерений в интенсивных полях гамма излучений, –Ядерные измерительно-информационные технологии, №2 (38) 2011 г., с. 48-50.
 90. Danilovich A.S., Volkov V.G., Volkovich A.G., e.a. Remote control System Gamma Locator for Remote Measurements of Activity Distribution, WM'10, Phoenix, Arizona, USA, CD-ROW.
 91. Волков В.Г., Лемус А.В., Семенов С.Г. и др., Подготовка к выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ, –Безопасность окружающей среды, №4, 2010, с. 56-59.
 92. Simirskii Iu., Stepanov A., Semin I., Smirnov S., Volkovich A. Graphite Research Reactor (RFT) Spectrometric Investigation During Dismantling, Proc. of WM 2017 Conference, Phoenix, Arizona, USA, 2017, 17006.
 93. Chesnokov A.V., Ivanov O.P., Lemus A.V., Pavlenko V.I., Semenov S.G., Simirskiy Yu.N., Smirnov S.V., Stepanov A.V., Stepanov V.E., Volkovich A.G., Particularities of the dismantling of the intra-vessel structure of the RFT reactor, , Atomic energy, v. 121, issue 5, 2017 March, pp. 377-382 DOI-10.1007/s10512-017-0215-2.
 94. Chesnokov A., Ivanov O., Kolyadin V., Lemus A., Pavlenko V., Semenov S., Shisha A. Decommissioning of MR and RFT reactors: remote dismantling technologies and radwaste characterization, Proc. of NUPP2017 conference, London, Great Britain, 2017, pp. 77-84. ISBN: 978-0-9930121-9-8.
 95. Философский энциклопедический словарь, М, 1983г., с. 365-366.
 96. Евстигнеев В.П., Лемус А.В., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Проблемы временного хранения ОЯТ исследовательских реакторов в приреакторных хранилищах. - Радиоактивные отходы №3 (4), 2018, стр. 87-94.
 97. Евстигнеев В.П., Газин Р.Х., Семенов., С.Г., Шиша А.Д. Обращение с ОЯТ

- исследовательских реакторов в НИЦ «Курчатовский институт».-Атомная энергия, 2019, т.126, вып.2, с. 92-98.
98. Отработавшие тепловыделяющие сборки ядерных исследовательских реакторов. Общие требования к поставке (ОСТ 95 10297-95). // Росатом, 1995.
 99. Волкович А.Г., Потапов В.Н., Смирский Ю.Н. Спектрометрический способ оценки характеристик отработавшего ядерного топлива. -Атомная энергия, 2009, т.106, вып. 5, с. 273–277.
 100. Данилович А.С., Потапов В.Н., Смирнов С.В., Степанов В.Е. Радиационное обследование помещений реактора МР с использованием дистанционно-управляемой сканирующей системы. -Атомная энергия, 2012, т.113, вып.2, с.101-105.
 101. Семенов С.Г., Использование робототехники при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов. –Безопасность ядерных технологий и окружающей среды, №2, 2012, с. 116-119.
 102. Волков В.Г., Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г., Смирнов С.В., Степанов В.Е., Фадин С.Ю., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Применение дистанционно управляемых механизмов с целью снижения радиационного воздействия на персонал. –Атомная энергия, 2012, т.113, вып. 5, с. 285-289
 103. Быковская Л.И., Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Семенов С.Г., Симановская И.Я., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Применение технологий пылеподавления и предотвращения распространения радиоактивных аэрозолей при проведении работ по реабилитации в РНЦ Курчатовский институт», -Атомная энергия, т. 104, вып. 1, январь 2008, с. 37-43.
 104. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Музрукова В.Д., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Контроль активности радионуклидов в воздухе при реабилитации хранилищ НИЦ «Курчатовский институт», Энергия: экономика, техника,экология, №6, 2011, с. 42-47.
 105. Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Контроль объемной активности нуклидов в воздухе при реабилитации площадки старых хранилищ РНЦ «Курчатовский институт», Атомная энергия, т. 104, вып. 1, январь 2008, с. 37-43.
 106. В.И. Павленко, С.Н. Антонов, Обоснование методики оценки радиационных последствий аварий на ЯЭУ. Препринт ИАЭ. ИАЭ-3144, с.41, 1979.
 107. Pavlenko V.I., An experimental study of transfer and deposition of fission products in a simulation of leakage in the primary circuit of PWR/ Report IVA-60, AES-12, Sowiet Swedish Symposium on Reactor Safety Problems, Part II, March 5-7, Studsvik,1973.
 108. Гончаров Л.А., Егоренков П.М., Колядин В.И., Павленко В.И. и др. Расчетно-экспериментальная оценка активности отработавших рабочих и опытных тепловыделяющих сборок исследовательских реакторов РФТ и МР после длительного (30-50 лет) сухого хранения. Препринт РНЦ «Курчатовский институт» ИАЭ-6298/11, с. 24, 2003.

109. Зверков Ю.А., Семенов С.Г., Шиша А.Д. Основные принципы организации, выбора стратегии и технологий реабилитации радиационно-загрязненных объектов, – Атомная энергия, 2009, т.107, вып. 1, с. 46–54.
110. Chesnokov A.V., Fadin S.Yu., Ivanov O.P., Kolyadin V.I., Lemus A.V., Pavlenko V.I., Semenov S.G., Shisha A.D., Volkov V.G., Zverkov Yu.A., MR reactor decommissioning in NRC “Kurchatov institute”: Results of preparatory work phase.- 13127, Proc. of 5-th Intern. Conf. SFEN2013, Decommissioning Challenges: An Industrial Reality and Prospects, Avignon, France, 07-11 of April, 2013 CD-ROM. Book of Abstracts of 5-th Intern. Conf. SFEN2013, Decommissioning Challenges: An Industrial Reality and Prospects, Avignon, France, 07-11 of April, 2013. p. 39-40.
111. Егоренков П.М., Колядин В.И., Кузнецов И.А., Павленко В.И., Рязанцев Е.П. Расчетная оценка радиационных характеристик захоронений РАО на территории РНЦ КИ. Препринт ИАЭ-6317/3, с.55, 2004.
112. Колядин В.И., Маркушев В.М., Павленко В.И., Рязанцев Е.П., Тихомиров Б.В., Спектрометрические исследования компонентного состава радионуклидов в технологических помещениях, основных контурах и петлевых установок реактора МР. Препринт РНЦ «Курчатовский институт» ИАЭ-6299\11, с. 24, 2003.
113. «Объемная активность радионуклидов в воздухе при проведении работ по реабилитации объектов использования атомной энергии и радиационно-загрязненных территорий», Методика, согласована с ГНМЦ «ВНИИФТРИ» и утверждена заместителем директора по эксплуатации ядерных установок, инв. №240-9/151.
114. Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Шиша А.Д. и др., Удаление оборудования петлевых установок и подготовка к демонтажу активной зоны реактора МР, WM2014, Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами. Феникс, Аризона США, 1 – 4 марта 2014. 14083.
115. Bourkov A.V., Pavlenko V.I., Ryazantsev E.P. et. al. The First Results of the Research Reactor MR Decommissioning, -In: Proc. of Intern. Symposium on Research Reactor Utilization, Safety and Management, Lisbon, Portugal , IAEA –SM-360-39P, 1999, p. 177-179.
116. Клочков Е.П., Колядин В.И., Рязанцев Е.П. и др., Современное состояние и пути утилизации органов регулирования исследовательских реакторов РФ. Труды XII Международной конференции «ИР: Наука и высокие технологии», 25-29.06.2002 г., Димитровград, НИИАР, т. 2, ч. 2, с. 82-104
117. Семенов С.Г., Чесноков А.В. Проблемы обращения с радиоактивным графитом при выводе из эксплуатации ядерных реакторов, Атомная энергия, т.126, вып.2, 2019, стр. 92-98; Atomic energy, vol. 126, issue 2, 2019, pp. 103-109.
118. Volkovich A., Semin I., Simirskii I., Smirnov S., Stepanov A. Graphite Research Reactor (RFT) Spectrometric Investigation During Dismantling. – 17006, WM2017 Conference, March 5 – 9, 2017, Phoenix, Arizona, USA.

119. Волкович А.Г., Иванов О.П., Лемус А.В, и др. Особенности демонтажа внутрикорпусных конструкций реактора РФТ, –Атомная энергия, 2016, т. 121, вып. 5, с. 294-298.
120. Бушуев А.В., Верзилов Ю.М., Зубарев В.Н. и др. Экспериментальное изучение радиоактивного загрязнения графитовых кладок промышленных реакторов Сибирского химического комбината, –Атомная энергия, 2002, т. 92, вып. 6, с. 477-485.
121. Вывод из эксплуатации реакторов Сибирского химического комбината, Atomic energy.ru, <http://www.atomic-energy.ru/photo/27883>
122. Данилович А.С., Павленко В.И., Потапов В.Н., Семенов С.Г., Шиша А.Д. Технологии обращения с РАО при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ. - Радиоактивные отходы №2 (3), 2018, стр.63-72.
123. Павленко В.И. Разработка и научное обоснование оптимальных методов и технологических средств вывода из эксплуатации ИР – М.: 2013, диссертация на соискание научной степени доктора технических наук, – с. 123.
124. «Правила передачи радиоактивных отходов от предприятий и учреждений в ФГУП «РосРАО», М., 01.09.2009, с. 17.
125. «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-16) М., 2016.
126. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Семенов С.Г. и др. Радиационная защита при выводе из эксплуатации исследовательских материаловедческих реакторов МР и РФТ НИЦ «Курчатовский институт», –Атомная энергия, 2013, т.115, вып.2, стр. 104-110.
127. Бабулевич Е.Н., Гончаров В.В., Егоренков П.М., Жигачев В.М. Николаев Ю.Г., Пушкин Б.Т., Рязанцев Е.П., Фролов И.П., Червяцов А.А., Шавров П.И. Создание исследовательского реактора МР для испытаний тепловыделяющих элементов и материалов. Труды 3-третьей межд. Конференции ООН по использованию атомной энергии в мирных целях. Женева, 1965. Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР.
128. Быков А.А. Цена риска как экономический регулятор уровня безопасности: актуальные модели оценки стоимости статистической жизни, Москва, 2014, Анкил, – с.279 .
129. Крамаренко Л.А., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Анализ критериев оптимизации мероприятий по радиационной защите персонала при выводе из эксплуатации исследовательского реактора МР, Проблемы анализа риска, 2016, т.13, №2, с.72-79.
130. Семенов С.Г. Разработка и применение методов вывода из эксплуатации и реабилитации ядерно- и радиационно-опасных объектов НИЦ «Курчатовский институт» с использованием дистанционно-управляемых робототехнических механизмов, – М.: 2013, диссертация на соискание научной степени кандидата технических наук, – с.123.

131. Волков В.Г., Герасов А.В., Гончаров Л.А., Дроздов А.А., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г., Фадин С.Ю., Чесноков А.В. Шиша А.Д. «Оптимизация системы радиационной защиты персонала при проведении работ по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ в НИЦ «Курчатовский институт», - АНРИ, 2013, 1 (72), стр. 48-52.

СПИСОК ИЛЛЮСТРАТИВНОГО МАТЕРИАЛА

Рисунок 2.1 - Вид реактора МР в период эксплуатации.

Рисунок 2.2 - Вертикальный разрез активной зоны и отражателя реактора МР.

Рисунок 2.3 - Продольный разрез реактора РФТ.

Рисунок 2.4 - Вид бассейна-хранилища реактора МР.

Рисунок 2.5 - Расположение хранилища РАО (РФТ) в реакторном зале МР.

Рисунок 2.6 - Мобильный измерительный комплекс «Гамма-Пионер».

Рисунок 2.7 - Схема прибора «Гаммавизор».

Рисунок 2.8 - Фотография прибора «Гаммавизор».

Рисунок 2.9 - Дистанционно-управляемая спектрометрическая сканирующая система.

Рисунок 2.10 - Распределение мощности дозы от загрязненного оборудования.

Рисунок 2.11 - Общий вид подводной спектрометрической системы.

Рисунок 2.12 - Схема реализации метода поверхностного распределения активности.

Рисунок 2.13 - Схема реализации метода объемного распределения активности.

Рисунок 2.14 - Схема представления распределенного источника эквивалентным поверхностным.

Рисунок 2.15 - Схема замены распределенного источника эквивалентным объемным.

Рисунок 2.16 - Схема модельного эксперимента для верификации рассчитанных калибровочных констант.

Рисунок 2.17 - Зависимости калибровочных коэффициентов $a_{V_{Cs}}$ от толщины гомогенизированного слоя источника Z_0 единичной объемной активности ^{137}Cs для различных плотностей среды.

Рисунок 2.18 - Зависимости калибровочных коэффициентов $a_{V_{Co}}$ от толщины гомогенизированного слоя источника Z_0 единичной объемной активности ^{60}Co для различных плотностей среды.

Рисунок 2.19 - Аппаратурный спектр излучения радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co .

Рисунок 2.20 - Перекрытие областей зрения коллиматора спектрометрической системы.

Рисунок 2.21 - Иллюстрация способа перенормировки на телесный угол $\Delta\Omega_{i,j}$ результатов измерений активности радионуклидов коллимированным детектором.

Рисунок 2.22 - Распределение активности ^{60}Co в помещении № 67.

Рисунок 2.23 - Распределение активности ^{137}Cs в помещении № 67.

Рисунок 2.24 - Вид бассейна-хранилища перед началом работ по его очистке (а) и после удаления конструкций петлевых каналов (б).

Рисунок 2.25 - Мощность дозы гамма-излучения в зависимости от уровня воды в бассейне и от местоположения по длине бассейна.

Рисунок 2.26 - Представление первичных данных измерений «Гамма-локатора».

Рисунок 2.27 - Расположение измерительного оборудования при сканировании пеналов с высокоактивными отходами.

Рисунок 2.28 – Гамма-изображение пенала с ВАО, полученное «Гаммавизором».

Рисунок 2.29 - План технологических помещений петлевых установок реактора МР.

Рисунок 2.30 - Гамма-изображение помещения № 63, наложенное на его видеоизображение.

Рисунок 2.31 - Распределение мощности доза гамма-излучения по глубине бассейна реактора МР.

Рисунок 2.32 - Расположение тепловыделяющей сборки петлевой установки ПВМ.

Рисунок 2.33 – Расположение дистанционно-управляемой измерительной системы.

Рисунок 2.34 - Пример распределения потока гамма-излучения по длине петлевого канала.

Рисунок 2.35 - Продольный разрез (а) и план (б) бассейна реактора и бассейна-хранилища МР.

Рисунок 2.36 - Фрагмент спектра измерения.

Рисунок 2.37 - Условная схема измерения ТРО спектрометрическим детектором.

Рисунок 2.38 - Фрагмент спектра излучения.

Рисунок 2.39 - Гамма-изображение бериллиевого блока.

Рисунок 2.40 - Обследование приреакторного хранилища ОЯТ с помощью измерительного комплекса «Гамма-Пионер».

Рисунок 2.41 - Определение направления наиболее интенсивного излучения в приреакторном хранилище РАО.

Рисунок 2.42 - Примеры характерных спектров измерений объектов из хранилища РФТ.

Рисунок 2.43 - Внутренний вид камеры резки.

Рисунок 2.44 - Схема горячей камеры с расположением монжуса.

Рисунок 2.45 – Результаты предварительного радиационного обследования камеры резки.

- Рисунок 2.46 - Детектор для сканирования внутренних поверхностей камеры резки.
- Рисунок 2.47 - Схема измерений в камере резки с помощью коллимированного детектора.
- Рисунок 2.48 - Схема бурения шахты реактора РФТ.
- Рисунок 2.49 - Бурение скважины в биологической защите реактора РФТ.
- Рисунок 2.50 - Результаты гамма - каротажа скважины в биологической защите реактора РФТ.
- Рисунок 2.51 - Схема расположения ячеек в графитовой кладке реактора РФТ.
- Рисунок 2.52 - Фотография внутреннего состояния одной из ячеек графитовой кладки.
- Рисунок 2.53 - Изменение мощности доз в ячейках по глубине графитовой кладки.
- Рисунок 2.54 - Распределение максимальных значений мощностей доз гамма-излучения в графитовой кладке в районе расположения активной зоны.
- Рисунок 3.1 - Укрупненная информационная модель методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок.
- Рисунок 3.2 - Фрагмент паспорта пенала, извлеченного из ХОЯТ реактора МР.
- Рисунок 3.3 - Условная схема измерения для определения отношения активностей радионуклидов в образце РАО.
- Рисунок 3.4 - Универсальная кривая зависимости доли активности ^{60}Co (в процентном соотношении) от отношения скоростей счета в пиках полного поглощения излучений радионуклидов ^{60}Co и ^{137}Cs .
- Рисунок 3.5 - Геометрия измерения мощности дозы, создаваемой образцом РАО.
- Рисунок 3.6 - Номограмма для оценки мощности эквивалентной дозы, создаваемой образцом РАО на расстоянии 1 м от поверхности контейнера.
- Рисунок 3.7 - Схема контейнера НЗК с дополнительной защитой.
- Рисунок 3.8 - Система обеспечения радиационной безопасности населения и персонала.
- Рисунок 4.1 - Технология резки канала со сборкой, установленной над горловиной транспортного люка камеры резки.
- Рисунок 4.2 - Стенд для фрагментации петлевых каналов под слоем воды.
- Рисунок 4.3 - Процесс отделения активной части канала под водой с помощью дистанционно-управляемого механизма «ВРОКК-180».
- Рисунок 4.4 - Радиометрическое обследование объектов, извлекаемых из бассейна-хранилища.

Рисунок 4.5 - Установка «Аква - Экспресс», смонтированная в реакторном зале.

Рисунок 4.6 - Схема установки для очистки воды бассейна от иловых отложений.

Рисунок 4.7 - Схема измерений радиационных характеристик радиоактивных объектов с помощью коллимированного детектора спектрометра.

Рисунок 4.8 - Последовательность проведения демонтажных работ в технологических помещениях реактора МР.

Рисунок 4.9 - Иллюстрация плотности расположения оборудования в технологических помещениях реактора МР.

Рисунок 4.10 - Демонтажные работы в технологических помещениях с помощью дистанционно-управляемых механизмов.

Рисунок 4.11 - Помещение петлевой установки до - и после демонтажа оборудования.

Рисунок 4.12 - Схема петлевой установки ПВМ.

Рисунок 4.13 - Монжус петлевой установки ПВМ.

Рисунок 4.14 - Схема расположения защитных плит настила реакторного зала.

Рисунок 4.15 - Вид на опорные стойки и плакировку поднастильного пространства реактора МР.

Рисунок 4.16 - Вид поднастильного пространства в процессе и по окончании демонтажных работ.

Рисунок 4.17 - Вид бассейна реактора МР со стержнями СУЗ.

Рисунок 4.18 - Примеры измеренных гамма-спектров стержней СУЗ.

Рисунок 4.19 - Демонтаж тележки СУЗ реактора МР.

Рисунок 4.20 - Отделение алюминиевого хвостовика и загрузка бериллиевого блока в свинцовый перегрузочный контейнер.

Рисунок 4.21 - Удаление опорной решетки реактора МР.

Рисунок 4.22 - Демонтаж корпуса реактора МР.

Рисунок 4.23 - Выгрузка графитовой кладки из реактора РФТ.

Рисунок 4.24 - Изменение МЭД по глубине шахты реактора РФТ.

Рисунок 4.25 - Схема вентиляции при демонтаже корпуса реактора РФТ.

Рисунок 4.26 - Система спецканализации реактора МР.

Рисунок 4.27 - Сечение траншеи с коммуникациями спецканализации.

Рисунок 4.28 - Фотография части разрушенного трубопровода в помещении № 39.

Рисунок 4.29 - Изображение распределения радиоактивного загрязнения в месте протечки трубы спецканализации.

Рисунок 4.30 - Результаты гамма-сканирования скважин в технологических помещениях.

Рисунок 4.31 - Схема расчета МЭД от загрязненного грунта.

Рисунок 4.32 - Логистическая схема обращения с РАО на территории реакторного комплекса МР и РФТ.

Рисунок 4.33 - Участок выходного контроля транспортных контейнеров, загруженных РАО.

Рисунок 5.1 - Дозовые нагрузки на персонал в период эксплуатации реактора МР.

Рисунок 5.2 - Дозовые нагрузки на персонал в период подготовки реактора МР к выводу из эксплуатации.

Рисунок 5.3 - Дозовые нагрузки и количество персонала, привлекаемого к радиационно-опасным работам.

Рисунок 5.4 - Соотношение активностей радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co в организме работников, занятых в радиационно-опасных работах.

Рисунок 5.5 - Эффективность защитных мероприятий в различных технологических помещениях реактора.