ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
«ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ –
ФЕДЕРАЛЬНЫЙ МЕДИЦИНСКИЙ БИОФИЗИЧЕСКИЙ ЦЕНТР
ИМЕНИ А.И. БУРНАЗЯНА»

На правах рукописи

Майзик Алексей Борисович

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОБЛЕМ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА, НАСЕЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ АВАРИЙНЫХ ЗДАНИЙ И СООРУЖЕНИЙ

Специальность: 05.26.02 Безопасность в чрезвычайных ситуациях
(ядерный топливно-энергетический комплекс)

Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук

Научный руководитель:
доктор биологических наук, профессор
кандидат технических наук
Коренков Игорь Петрович

Москва
2022 г.

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ ... 6

1. ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР ... 13

1.1. ИТОГИ ФЕДЕРАЛЬНОЙ ЦЕЛЕВОЙ ПРОГРАММЫ «ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА 2008 ГОД И НА ПЕРИОД ДО 2015 ГОДА»: ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ И РЕАБИЛИТАЦИЯ ТЕРРИТОРИЙ ЯРОО ... 13

1.1.1. Вывод из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов и площадок реакторного завода АО «ОДЦ УГР» (Северск) ... 16

1.1.2. Реконструкция здания, вывоз отработавшего ядерного топлива с площадки АО «ГНЦ РФ - ФЭИ» (Обнинск) ... 17

1.1.3. Обеспечение безопасного обращения с отработавшим ядерным топливом АО «ГНЦ НИИАР» (Димитровград) ... 17

1.1.4. Вывод из эксплуатации радиационно опасных объектов АО «МЗП» (Москва) ... 17

1.1.5. Реабилитация радиоактивно-загрязненных объектов и территорий ОАО «КЧХК» (Кирово-Чепецк) ... 17

1.1.6. Реабилитация территорий субъектов РФ ... 17

1.2. ФЕДЕРАЛЬНАЯ ЦЕЛЕВАЯ ПРОГРАММА «ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА 2016-2020 ГОДЫ И НА ПЕРИОД ДО 2030 ГОДА» ... 19

1.3. МЕЖДУНАРОДНЫЙ ПОДХОД К РЕШЕНИЮ ПРОБЛЕМ РЕАБИЛИТАЦИИ РАДИОАКТИВНО-ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ ... 20

1.3.1. Документы МАГАТЭ ... 21

1.3.2. Документы ЕС ... 24

1.4. НАЦИОНАЛЬНЫЕ КРИТЕРИИ РЕАБИЛИТАЦИИ РАДИАЦИОННО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ В РАЗЛИЧНЫХ СТРАНАХ ... 24

1.4.1. Критерии реабилитации в США ... 25

1.4.2. Критерии реабилитации в Великобритании ... 26

1.4.3. Критерии реабилитации в Германии ... 28

1.4.4. Критерии реабилитации во Франции ... 30

1.4.5. Критерии реабилитации в других странах Европы ... 31

1.4.6. Критерии реабилитации в Австралии ... 31

1.4.7. Критерии реабилитации в Канаде ... 32

1.4.8. Критерии реабилитации в РФ (краткий обзор) ... 33

2. МЕТОДЫ И ОБЪЕМЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ... 35

2.1. РАДИОМЕТРИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ... 35

2.2. ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ... 39

2.3. ОПРЕДЕЛЕНИЕ МОЩНОСТИ АМБИЕНТНОГО ЭКВИВАЛЕНТА ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ... 42

2.4. ОЦЕНКА ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА ... 44

2.5. ОБЪЕМЫ ИССЛЕДОВАНИЙ 45

2.6. МЕТОДЫ ОЦЕНКИ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ РАО 48

2.6.1. Оценка на основе измерений с помощью гамма-спектрометров 48

2.6.2. Оценка по активности бета-излучателей 48

2.6.3. Оценка по активности альфа-излучателей 50

2.6.4. Оценка на основе отбора и лабораторного анализа проб 51

3. ОБОСНОВАНИЕ ЦЕЛЕСООБРАЗНОСТИ МАКСИМАЛЬНО БЕЗОПАСНОЙ ТЕХНОЛОГИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ 52

3.1. ОБОСНОВАНИЕ НАУЧНЫХ ПОДХОДОВ К ОЦЕНКЕ ОБЪЕМОВ РАО 54

3.1.1. Характеристика объекта исследований 54

3.1.1.1. Историческая справка, концепция вывода из эксплуатации 54

3.1.1.2. Исходные данные: результаты комплексного инженерно-радиационного обследования 56

3.1.1.3. Специфика радионуклидного загрязнения помещений 60

3.1.2. Научное обоснование применения экспрессных методов альфа- и гамма-спектрометрии для оценки объемов РАО 62

3.1.2.1. Оценка суммарной активности радионуклидов переносными радиометрами: моделирование прохождения, расчет эффективности регистрации альфа-частиц 62

3.1.2.2. Оценка поверхностной плотности загрязнения гамма-спектрометрами с коллимированным германиевым детектором, характеризация упаковок РАО 84

3.1.2.3. Определение «радионуклидных векторов» 92

3.1.3. Выводы 95

3.2. РАДИАЦИОННАЯ ОЦЕНКА СОСТОЯНИЯ ОБЪЕКТА: ЗОНИРОВАНИЕ ПОМЕЩЕНИЙ ПО УРОВНЯМ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ 97

3.2.1. Обоснование организационно-методических подходов к проведению работ, обеспечению безопасности персонала и окружающей среды 100

3.2.1.1. Организационно-методические подходы по взаимодействию заинтересованных сторон 100

3.2.1.2. Порядок обеспечения радиационной безопасности 103

3.2.1.3. Корректировка технологического регламента работ в загрязненных и аварийных помещениях 105

3.2.2. Выводы 108

3.3. ОБОСНОВАНИЕ РЕФЕРЕНТЫХ КРИТЕРИЕВ РАДИАЦИОННО БЕЗОПАСНОГО СОСТОЯНИЯ ОБЪЕКТА И РЕКОМЕНДУЕМЫХ УРОВНЕЙ ОСТАТОЧНОГО РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ 110

3.3.1. Контрольные уровни остаточного радиоактивного загрязнения 110

3.3.1.1. Контрольные уровни загрязнения поверхностей помещений 110

3.3.1.2. Допустимый уровень гамма-излучения в помещениях 111

3.3.1.3. Допустимая остаточная активность радионуклидов в отходах 112

3.3.2. Определение фоновых параметров радиационных факторов ... 113

3.3.2.1. Выбор мест измерений фоновых показателей гамма-излучения ... 113

3.3.2.2. Фоновые показатели альфа- и бета-излучения ... 114

3.3.2.3. Фоновые показатели активности радионуклидов ... 115

3.3.3. Установление критериев радиационно безопасного состояния помещений ... 119

3.3.3.1. Критерии радиационной безопасности гамма-излучения ... 119

3.3.3.2. Критерии радиационной безопасности загрязнения поверхностей помещений ... 121

3.3.3.3. Критерии радиационной безопасности остаточной активности радионуклидов ... 122

3.3.4. Оценка воздействия на население с целью предотвращения и при ликвидации аварий на этапе демонтажа ... 124

3.3.4.1. Оценка воздействия последствий радиоактивного выброса при обрушении здания ... 124

3.3.4.2. Оценка последствий аварий по эксплуатационным причинам ... 128

3.3.5. Выводы ... 130

4. ОБОСНОВАНИЕ ПРИМЕНЯЕМЫХ МЕТОДОВ ДЕЗАКТИВАЦИИ И ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РАБОТ ... 131

4.1. ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ В НОРМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ ... 133

4.1.1. Характеристика источников выбросов радиоактивных веществ ... 133

4.1.2. Расчет уровня загрязнения атмосферного воздуха радиоактивными веществами ... 136

4.1.3. Выводы ... 140

4.2. ПЫЛЕПОДАВЛЕНИЕ ПРИ ДЕЗАКТИВАЦИИ ... 142

4.2.1. Пылеподавление в помещениях с помощью систем туманообразования ... 142

4.2.2. Пылеподавление при обследовании и демонтаже крупногабаритного оборудования и коммуникаций ... 145

4.2.3. Обоснование применения промышленных пылесосов в дезактивационных работах ... 145

4.2.3.1. Подавление вторичного пылеобразования при использовании промышленных пылесосов ... 145

4.2.3.2. Исследование эффективности дезактивации помещений с использованием промышленных пылесосов ... 146

4.2.4. Выводы ... 149

4.3. ОБОСНОВАНИЕ СОКРАЩЕНИЯ ОБЪЕМОВ РАО В РЕЗУЛЬТАТЕ ПРИНЯТЫХ РЕШЕНИЙ ... 151

5. ПРАКТИЧЕСКОЕ ВНЕДРЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ... 158

5.1. ПОРЯДОК ПРОВЕДЕНИЯ РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ РОО ... 158

5.2. ВЫВОДЫ ... 161

ЗАКЛЮЧЕНИЕ ... 163

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ ... 167

ПРИЛОЖЕНИЕ 1 179
ПРИЛОЖЕНИЕ 2 191
ПРИЛОЖЕНИЕ 3 199

ВВЕДЕНИЕ

Актуальность данной работы определяется необходимостью разработки научного обоснования защиты персонала и окружающей среды при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов (т.н. «ядерное наследие»). Следует подчеркнуть, что эта большая проблема связана с рекультивацией загрязнённых техногенными радионуклидами территорий промплощадок, санитарно-защитных зон и зон наблюдения, реабилитацией территорий, сокращением объемов радиоактивных отходов, подлежащих изоляции, разработкой и испытанием различных технологий дезактивации (очистки загрязненных грунтов и металлоконструкций).

Вывод из эксплуатации радиационно опасных объектов (ВЭ РОО) – процесс осуществления комплекса мероприятий, обеспечивающих безопасность персонала, населения и защиту окружающей среды. В настоящее время в России и во всем мире отмечаются большие трудности, связанные с принятием решений при выводе из эксплуатации заводов по переработке ядерного топлива, пунктов хранения радиоактивных отходов, атомных исследовательских центров и других объектов. Более 1500 предприятий ядерного комплекса, хранилищ радиоактивных отходов и предприятий, работающих с радиоактивными веществами, будут выводиться из эксплуатации, их производственные помещения дезактивироваться, а территории реабилитироваться. В долгосрочной перспективе значительные проблемы связаны с рекультивацией загрязненных техногенными радионуклидами территорий промплощадок, санитарно-защитных зон (СЗЗ) и зон наблюдения РОО.

В соответствии с последними рекомендациями МАГАТЭ оценка риска при выводе из эксплуатации, необходимая для принятия решений по проводимым работам, как правило, включает в себя три основных компонента: разработка критериев риска, определение допустимых уровней и последующее ранжирование выявленных рисков (в значительной степени основанное на балльной оценке критериев и уровней риска). При выявлении рисков, которые могут быть более эффективно устранены другой организацией (например, переданы организацией по выводу из эксплуатации в распоряжение организации по управлению отходами), следует рассмотреть возможность создания совместного реестра рисков, чтобы все стороны понимали интерпретацию рисков и принимали соответствующую ответственность. Такой подход позволяет гарантировать подрядчикам возможность внесения значимого вклада в процесс

рационального управления рисками. При определении базовых условий реализации проекта по выводу из эксплуатации возможность использования консервативного подхода может рассматриваться как часть общей стратегии по выявлению различных аспектов риска с целью снижения влияния консолидированного риска.

В связи с актуальностью решения проблем вывода из эксплуатации объектов и реабилитации территорий, сокращения объемов радиоактивных отходов, подлежащих изоляции, разрабатываются и проходят испытания технологии дезактивации, использующие физические и химические методы удаления радиоактивного загрязнения. Анализ литературных данных показывает, что основное внимание при дезактивации уделяется проблеме очистке загрязненных грунтов, металлических поверхностей. При выводе из эксплуатации объектов, использовавших открытые источники загрязнения, выявляются высокие уровни поверхностного загрязнения помещений, рабочих поверхностей, оборудования, которые требуют своих способов дезактивации. Этой проблеме не уделяется должного внимания. Существующие в настоящее время технологии очистки загрязнения с поверхности, как правило, вызывают переход радионуклидов в воздушную среду и образование большого объёма аэрозолей, организация эффективной очистки которых требует больших затрат. Особенно остро стоит проблема дезактивации поверхности помещений, которые имеют загрязнения альфа-излучающими радионуклидами, связанная как с их выявлением, так и с технологическими вопросами дезактивации.

По этому вопросу есть несколько направлений, которые требуют решения: экспрессная идентификация содержания радионуклидов; эффективная технология удаления радионуклидов, позволяющая сократить объём образующихся отходов; эффективная защита персонала при проведении таких работ; надежная локализация образующихся отходов; а также соответствующее нормативно-правовое обеспечение этих работ.

Для целей категорирования и определения конечных объемов радиоактивных отходов (РАО) в местах образования на всех этапах работ по ВЭ РОО необходимы радиационные критерии, определяющие требования радиационной безопасности зданий и их территорий, разработка которых требует проведения тщательных и достоверных измерений параметров радиационных факторов радиоактивного загрязнения. Такие мероприятия позволяют не только определять объемы дезактивационных работ и

объемы образования РАО, но и планировать распределение дозовых нагрузок на персонал, давать прогнозы изменения дозовых нагрузок. При оценке опыта ВЭ РОО в виде зданий и сооружений, расположенных в местах массового проживания населения, главная проблема состоит в отсутствии методических документов по установлению пространственного распределения радиоактивного загрязнения в помещениях, строительных конструкциях и на территории.

Как показала наша практика, при выводе из эксплуатации объектов, использующих радионуклиды в открытом виде, выявляются высокие (экстремальные) уровни загрязнения помещений, оборудования, рабочих поверхностей, что требует эффективных способов дезактивации. Этим вопросам до настоящего времени не уделялось должного внимания. Особенно остро стоит проблема вывода из эксплуатации помещений, загрязненных α-излучающими радионуклидами, связанная как с их выявлением, так и с технологическим вопросом дезактивации.

Исходя из изложенного, нами выбраны следующие направления:

– экспрессная идентификация радионуклидов;

– экспрессная и эффективная технология удаления радионуклидов, позволяющая минимизировать объёмы образующихся отходов, эффективная защита персонала и окружающей среды;

– организационно-методическое сопровождение взаимодействия различных организаций при проведении этих работ;

– обоснование производственных уровней обеспечения радиационной безопасности на всех этапах технологического цикла.

Цель данной работы – исследование проблем обеспечения радиационной безопасности персонала и защиты окружающей среды при выводе из эксплуатации аварийных радиационно опасных объектов на примере исследовательского корпуса «Б» Высокотехнологического научно-исследовательского института неорганических материалов имени академика А. А. Бочвара (АО «ВНИИНМ»).

Для достижения поставленной цели были решены следующие задачи:

- разработать подходы к обоснованию комплекса мероприятий по обеспечению радиационной безопасности персонала и защиты окружающей среды при ВЭ РОО;

- разработать алгоритм взаимодействия различных организаций, технические и радиационные аспекты эффективного управления и осуществления работ по ВЭ РОО;

- разработать эффективный метод дезактивации различных поверхностей от радиоактивного загрязнения альфа- и бета-излучающими радионуклидами;

- обосновать метод пылеподавления в процессе дезактивации помещений, различного оборудования и рабочих поверхностей в качестве рекомендации к мероприятиям по защите персонала;

- разработать рекомендации по обоснованию критериев приемлемости радиационно безопасного состояния помещений, поверхностей оборудования и конструкций, материалов, грунтов и территории после окончания работ по ВЭ РОО;

- обосновать методические подходы к оценке вероятности возникновения радиационных аварий при ВЭ РОО и их последствий для окружающей среды и населения.

Научная новизна:

1. Впервые разработан экспрессный метод оценки образования объемов РАО с помощью переносных α- и β-спектрометров.

2. Показана возможность применения полевой гамма-спектрометрии для оценки поверхностной загрязненности объектов радионуклидами (уран и трансурановые элементы).

3. Разработана модель расчета ослабления потока γ-квантов за счёт экранирования плоскими источниками, позволяющая проводить поиск скрытых участков загрязнения.

4. Показана высокая эффективность метода дезактивации с помощью промышленного пылесоса поверхностей различных материалов, загрязненных α- и β-активными нуклидами.

5. Обоснованы контрольные уровни радиационных параметров состояния помещений, оборудования и остаточной активности грунтов и строительных материалов, позволяющие оптимизировать объем проводимых дезактивационных работ.

6. По данным КИРО методами математической статистики проведены анализ значений параметров радиационных факторов с последующим зонированием помещений по уровням радиоактивного загрязнения поверхностей с целью оптимизации объема радиационного контроля и применения средств радиационной защиты

Практическая значимость:

Следует особо подчеркнуть, что при ВЭ РОО отсутствуют четкие рекомендации по организации комплексного взаимодействия между эксплуатирующей и специализированными организациями, о структуре взаимодействия и методах обеспечения радиационной безопасности. В результате нашей работы были определены алгоритм и организационно-методические подходы к обеспечению взаимодействия в ходе выполнения комплекса работ по ВЭ РОО.

Главной целью деятельности по обеспечению радиационной безопасности при выводе из эксплуатации исследовательского корпуса «Б» являлось исключение недопустимого риска, связанного с причинением вреда жизни или здоровью персонала, населения, имуществу и окружающей среде. В нашей работе предложены основные параметры оценки радиационно безопасного состояния помещений, проведено обоснование критериев радиационно безопасного состояния и контрольных уровней дезактивации рабочих поверхностей конструкций и оборудования. Также обоснованы гигиенические критерии для освобождения от контроля на основе значений допустимой остаточной активности грунтов и строительных материалов конструкций зданий и сооружений.

Основные положения по внедрению результатов данной работы в практику нашли отражение в утвержденных АО «ВНИИНМ» инструктивно-методических указаниях:

- сборник инструкций по радиационному обследованию зданий, помещений, оборудования и отходов демонтажа для предварительной сортировки РАО по категориям и оценки их активности при выводе из эксплуатации ЯРОО;

- методические рекомендации по проведению расчетной оценки удельной активности РАО, образующихся при дезактивационных работах в помещениях здания;

- методические указания по проведению радиационного обследования и отбору проб, подтверждающих радиационно безопасное состояние помещений и строительных конструкций;

- методические рекомендации по определению радионуклидных векторов при проведении сбора и категоризации РАО;

- методические рекомендации по применению метода дезактивации загрязненных помещений с применением промышленных пылесосов.

Положения, выносимые на защиту:

1. Методология экспрессной оценки объемов РАО с применением полевой альфа- и гамма-спектрометрии. Показана возможность использования переносных радиометров для определения поверхностной загрязненности и удельных активностей радионуклидов на загрязненных объектах с учетом их морфологии.

2. Моделирование пространственно-угловых энергетических параметров полевого γ-спектрометра и проверка адекватности модели с помощью тестовых измерений 20 различных геометрий.

3. Критерии радиационно-безопасного состояния объекта вывода из эксплуатации, установленные на основе анализа значений контрольных (допустимых) уровней и данных о фоновых параметрах радиационных факторов оборудования и в рабочих помещениях. Зонирование загрязненных помещений по степени потенциальной опасности, позволяющее оптимизировать объем радиационного контроля с использованием критериев радиационной опасности, предложенных в результате анализа данных КИРО на основе значений уровней радиоактивного загрязнения в НРБ-99/2009 (таблица 8.9).

4.Обоснование минимально детектируемой активности α-радионуклидов в слоях материалов различных толщины и загрязненности поверхности (дерево, штукатурка, кирпич, железе).

5. Метод вторичного пылеподавления путем осаждения аэрозольной фракции радиоактивного загрязнения с применением оборудования систем туманообразования при дезактивации: для повышения эффективности использования промышленных пылесосов и в целях обеспечения экологической безопасности (включая снижение нагрузки на системы спецвентиляции и конечных объемов РАО).

Степень достоверности и апробация результатов:

- доклад на тему «Вывод из эксплуатации корпуса Б АО «ВНИИНМ» на конференции «Оптимизация решений по безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии», ИБРАЭ РАН, 2015 г;
- постерный доклад на международной конференции «Радиохимия-2018»;
- доклад на тему «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов» на конференции молодых ученых «Ильинские чтения», 2019 г.;

- работа «Обеспечение безопасности в чрезвычайных ситуациях при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов на примере корпуса Б АО «ВНИИНМ», сооружения 227 АО «ГНЦ РФ ФЭИ» на II Межрегиональной молодежной научной конференции «Достижения и перспективы молодых ученых», 2019 г.;
- публикация тезисов на III Международной (XVI Региональной) научной конференции «Техногенные системы и экологический риск», 2020 г.

1. ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР

1.1. ИТОГИ ФЕДЕРАЛЬНОЙ ЦЕЛЕВОЙ ПРОГРАММЫ «ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА 2008 ГОД И НА ПЕРИОД ДО 2015 ГОДА»: ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ И РЕАБИЛИТАЦИЯ ТЕРРИТОРИЙ ЯРОО

Период 1990-х гг. характеризовался принятием большого количества федеральных и отраслевых программ, которые в силу тяжелого состояния экономики России оказывались не обеспеченными должным финансированием. К 1996 г. таких программ, принятых или находящихся на разных стадиях разработки, насчитывалось более полутора десятков. Корректировкой данных работ явилось поручение Президента Российской Федерации от 11 декабря 1996 г. № Пр-2214 о разработке Федеральной целевой программы «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2000-2006 годы.

Таким образом, уже тогда было признано, что проблема ядерной и радиационной безопасности России требует программно-целевого подхода на государственном уровне к обеспечению ядерной и радиационной безопасности, оценке ядерно- и радиационно-опасных объектов, разработке мер и критериев по обеспечению их безопасного функционирования для человека и окружающей среды.

В период на 2002-2003 гг. была проведена значительная работа по оценке и анализу ситуации с обеспечением ядерной и радиационной безопасности. Она получила отражение в «Основах государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2010 года и дальнейшую перспективу» (далее – Основы госполитики), утвержденных Президентом Российской Федерации 4 декабря 2003 г. Пр-2196.

Начало 2000-х гг. характеризовалось:

- быстрым развертыванием работ по такому направлению, как утилизация атомных подводных лодок и реабилитация бывших береговых баз Военно-морского флота;
- практическим началом работ по ядерному наследию РНЦ «Курчатовский институт»;
- выработкой и началом реализации Комплексного плана решения экологических проблем ФГУП «ПО «Маяк».

Эти работы позволили накопить значительный опыт, который, наравне с зарубежным, однозначно свидетельствовал о:

- принципиальной возможности решения проблем ядерного наследия;
- сложности возникающих научно-технических задач, в том числе в плане выбора и обоснования конечного состояния объектов ядерного наследия;
- цене вопроса для государства.

К концу 2007 г. ситуация в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности характеризовалась тремя ключевыми факторами:

- необходимостью формирования государственной системы обеспечения и контроля ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии;
- наличием ядерно и радиационно опасных объектов оборонно- промышленного комплекса, не отвечающих современным требованиям ядерной и радиационной безопасности (ядерное наследие), представляющих угрозу национальной безопасности;
- признанием необходимости решения накопившихся проблем на государственном уровне и недопустимости их дальнейшего откладывания.

Масштаб этих проблем в России характеризовался следующими факторами:

- остановлены, но не выведены из эксплуатации ядерно и радиационно опасные объекты Росатома (4 блока атомных станций, 10 промышленных уран-графитовых реакторов и свыше 110 ядерно и радиационно опасных объектов иного назначения), Роспрома, Росморречфлота и других федеральных органов исполнительной власти (до 50 объектов);
- не обеспечена надежная изоляция от окружающей среды на некоторых приповерхностных хранилищах радиоактивных отходов. Требуется приведение их в безопасное состояние и создание новых пунктов захоронения РАО;
- не изолированы от окружающей среды большие объемы РАО (Теченский каскад водоемов, бассейны отстойники и хвостохранилища организаций ядерного топливного цикла);
- накоплено свыше 18 500 т ОЯТ. Близкими к критическим являются заполнения хранилищ ОЯТ на атомных станциях с реакторами типа РБМК и ЭГП-6, пристанционных хранилищ РАО;
- источники ионизирующего излучения используются более чем в 15900 организациях, что повышает их уязвимость от террористических угроз;

- не получили нормативного, правового и технологического решения проблемы реабилитации объектов, образованных ядерными взрывными технологиями (объекты мирных ядерных взрывов);

- не реализованы в полной мере некоторые требования международных актов в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, ратифицированных Российской Федерацией;

- перешагнули 50-60-летний рубеж и требуют срочной модернизации инженерные системы некоторых ядерно- и радиационно опасных объектов.

Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (далее Программа) разработана в соответствии с распоряжением Правительства Российской Федерации от 19 апреля 2007 г. №484-р и порядком разработки и реализации федеральных целевых программ и межгосударственных целевых программ, в осуществлении которых участвует Российская Федерация, утвержденным постановлением Правительства Российской Федерации от 26 июня 1995 г. №594. Основной разработчик Программы – Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

Главной целью Программы являлось комплексное решение проблем обеспечения ядерной и радиационной безопасности в Российской Федерации, связанных с обращением с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами, выводом из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов, совершенствованием систем, необходимых для обеспечения и контроля ядерной и радиационной безопасности.

Программа была рассчитана на 2008-2015 годы, ее реализация осуществлялась в два этапа: первый этап 2008-2015 годы, второй этап 2011-2015 годы.

Основной целью федеральной целевой Программы было определено комплексное решение проблем обеспечения ядерной и радиационной безопасности в Российской Федерации, связанных с обращением с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами, выводом из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов, совершенствованием систем, необходимых для обеспечения и контроля ядерной и радиационной безопасности.

Наиболее значимые результаты, направленные на работы по подготовке к выводу из эксплуатации и непосредственно выводу из эксплуатации ядерно- и радиационно-опасных объектов, реабилитацию загрязненных территорий, обеспечению безопасной

транспортировки ядерного топлива и развитию систем мониторинга и аварийного реагирования в Госкорпорации «Росатом» приведены ниже.

1.1.1. Вывод из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов и площадок реакторного завода АО «ОДЦ УГР» (Северск)

Выполнен полный цикл работ по выводу из эксплуатации ПУГР ЭИ-2: проведено КИРО, геологические изыскания площадки размещения ПУГР ЭИ-2 и инженерные изысканий по определению состояния несущих железобетонных конструкций; разработана проектная документация по выводу из эксплуатации и обоснованию безопасности долговременного воздействия на окружающую среду ПУГР ЭИ-2; выполнен демонтаж обеспечивающих систем и оборудования, извлечению и кондиционированию более 1200 т металлических РАО и 300 т иловых отложений, бетонированию шахты (218 м^3); выполнено заполнение реакторных пространств (4 500 м) и вне реакторных пространств (36 664 м^3) барьерными материалами с созданием системы контроля состояния барьеров безопасности; выполнен демонтаж надземных строительных конструкций (22 915 т демонтированных конструкций) и созданию защитных перекрытий (85 820 м^3) с системой контроля состояния барьеров безопасности.

В части ПУГР АДЭ-4, АДЭ-5 были выполнены КИРО и проектно- изыскательские работы по выводу из эксплуатации; приведены сооружения и оборудование в ядерно-безопасное состояние; выполнен демонтаж, фрагментация и переработка части оборудования и кабельных трасс; проведена дезактивация и приведено в радиационно безопасное состояние часть помещений.

В результате реализации мероприятия впервые в мире выведен из эксплуатации ПУГР по варианту «захоронение на месте» с созданием системы контроля надежности изолирующих барьеров, объекту присвоен статус пункта консервации особых РАО, ликвидированы два непроектных хранилища РАО «Курган» и «Газгольдер», подготовлены к выводу из эксплуатации объекты ПУГР АДЭ-4, АДЭ-5, приреакторное хранилище ХТО-3, хранилища траншейного типа ХТО-1, ХТО-2.

В рамках аналогичных мероприятий по ПУГР «ГХК» и ПО «Маяк» выполнен близкий по содержанию комплекс подготовительных работ, который будет продолжен после 2015 года с учетом результатов завершения работ по ПУГР ЭИ-2.

1.1.2. Реконструкция здания, вывоз отработавшего ядерного топлива с площадки АО «ГНЦ РФ - ФЭИ» (Обнинск)

Создана инфраструктура, необходимая для обеспечения безопасного обращения с накопленным ОЯТ и его вывоза на переработку. На ПО «Маяк» вывезено и переработано ОЯТ различных типов (ЭК-10, ВМ, ВТ-5, АМ), что составляет порядка 29 % от общего количества, накопленного в организации.

1.1.3. Обеспечение безопасного обращения с отработавшим ядерным топливом АО «ГНЦ НИИАР» (Димитровград)

Создана необходимая инфраструктура для подготовки ОЯТ и пеналов с делящимися материалами к вывозу на переработку на ПО «Маяк» и осуществлен вывоз и переработка пеналов с делящимися материалами и ОЯТ, включая некондиционное, различных типов (ВК-50, АСТ, СМ, МИР). Всего вывезено на переработку более 3,3 тыс. ОТВС различных ИР, что соответствует 68% от общей вместимости.

1.1.4. Вывод из эксплуатации радиационно опасных объектов АО «МЗП» (Москва)

Выполнен комплекс работ по сносу 18 радиационно опасных зданий, реабилитации территорий промплощадки на глубину до 1 м, вывезено более 10000 м^3 радиоактивных отходов.

1.1.5. Реабилитация радиоактивно-загрязненных объектов и территорий ОАО «КЧХК» (Кирово-Чепецк)

Проведено обследование радиационного и химического загрязнения территории Кирово-Чепецкого химического комбината, работы выполнялись специалистами РНЦ «Курчатовский институт» и МосНПО «Радон» [1-4].

1.1.6. Реабилитация территорий субъектов РФ

Основные результаты работ по реабилитации территорий субъектов РФ приведены в Таблице 1.1.

Таблица 1.1. Основные результаты работ по реабилитации территорий субъектов РФ

Объект, характеристики	Укрупненные результаты
Площадки ПЗЦМ («Шлакоотвалы № 7 и № 1-5» и «РАФ отделение») Московская обл. Загрязненные цезием-137 шлаки и грунты в объеме 15 000 м^3	Ликвидированы: железнодорожная ветка, лесопилка, склад ОКС, шлакоотвал № 7. Произведен демонтаж РАФ-отделения и реабилитация территории РАФ-отделения и шлакоотвалов № 7 и № 1-5. Выполнены

Продолжение таблицы 1.1

Объект, характеристики	Укрупненные результаты
	работы по сортировке 15000 м^3 загрязненного грунта и 1971 м^3 РАО. Изолировано 2500 м^3 РАО. Осуществлена реабилитация 4,285 тыс. м^{2}загрязненных территорий.
пос. Водный, респ. Коми, бывшие заводы № 1, № 7 (мощность дозы до 5 мкГр/час) и необорудованное приповерхностное хранилище отходов, площадью 4,4 га (мощность дозы до 40 мкГр/час)	Разработан проект по реабилитации объектов. Пункт размещения РАО на территории «Хранилища отходов» переведен в пункт консервации РАО путем устройства дополнительных инженерных барьеров (первая очередь проекта). Площадь реабилитированной территории составила 43,6 тыс. м^2.
Научно-экспериментальная база ВНИИСХРАЭ, Владимирская обл. Площадь радиоактивно загрязненных участков - 5,5 тыс м^2	Осуществлена рекультивация территории. Объем отсортированного после выемки грунта, составил 1500 м^3. Объем РАО, переданного на хранение в специализированную организацию - 504,64 м^3. Получено заключение о снятии ограничений на использование реабилитированной территории.
Промплощадка ЗАО «Мосрентген», НмАО г. Москва, непроектное ХТРО площадью – 0,53 га	Реабилитировано загрязненных участков на площади 1,8 тыс. м^2. Собрано и отсортировано 3500 м^3 загрязненных грунтов. Объем РАО, переданного на хранение в специализированную организацию - 226,8 м^3.
Территории, объекты и накопленных РАО, образовавшихся при получении препаратов первого российского радия в г. Менделеевск респ. Татарстан	Реабилитировано 25,3 тыс. м^2 территорий, и ликвидирована радиационная аномалия на берегу р. Тойма площадью 610 м^2. Вывезено 176 м^3 РАО. Все объекты и территории возвращены в хозяйственный оборот без ограничений по радиационному признаку.
Предварительные работы по реабилитации территорий субъектов РФ	
Хвостохранилище Усть-Ангарского уранового месторождения Иркутской обл., на поверхности отвалов имеются обломки пород, мощностью экспозиционной дозы гамма-излучения до 2000-2500 мкР/ч	Дана оценка влияния хвостохранилища на радиологическое состояние подземных и поверхностных вод. Выявлено загрязнение воды р. Ангара на участке «Согренский». Даны рекомендации по проведению режимных наблюдений на этом участке.
Населенный пункт Татарская Караболка Челябинской обл. находится в зоне влияния ВУРС	Дана оценка влияния ВУРС на радиационное состояние р. Караболка в районе села Татарская Караболка.
Загрязненные участки поймы р. Енисей в зоне влияния ГХК с мощностью дозы 0,3 - 3 мкЗв/ч	Разработаны электронные карты, кадастр загрязненных территорий и предложения по проведению реабилитационных мероприятий.
Карьер «Красный камень» Краснокаменского района	Разработана Программа рекультивационных работ карьера «Красный камень».

Продолжение таблицы 1.1

Объект, характеристики	Укрупненные результаты
Забайкальского края	
Кирово-Чепецкий химический комбинат Кировской обл., техногенное загрязнение компонентов природной среды	Завершен 1 этап. Произведена оценка влияния бывших хранилищ ЖРО и ТРО на радиационно гигиеническую обстановку в подземных водах. Выявлены основные очаги радиоактивного загрязнения: вблизи хранилища № 205 и в районе 3 секции шламонакопителя. Предложено перекрытие хранилищ гидроизоляционными материалами.

В рамках Программы были предусмотрены работы по 12 объектам мирных ядерных взрывов (МЯВ). По результатам выполненных работ суммарная площадь реабилитированной территории составила 23 тыс. м^2, передано на хранение - 400 м^3 РАО. Проведено обследование 8 объектов МЯВ и проведена оценка радиоэкологических рисков объектов и их ранжирование по степени опасности на 5 объектах («Глобус-1» Ивановская обл., «Тайга» Пермская обл., «Рубин-2» Ямало-Ненецкий АО, «Кратон-3» Якутия и др.) [5].

В настоящее время в России имеются более 1500 предприятий ядерного комплекса, хранилищ РАО и предприятий, работающих с радиоактивными веществами, которые будут выводиться из эксплуатации, их производственные помещения дезактивироваться, а территория реабилитироваться [6].

1.2. ФЕДЕРАЛЬНАЯ ЦЕЛЕВАЯ ПРОГРАММА «ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА 2016-2020 ГОДЫ И НА ПЕРИОД ДО 2030 ГОДА»

Основными задачами Программы являются:

- завершение создания объектов инфраструктуры по обращению с ОЯТ и РАО, включая мощности по переработке всех видов накопленного ОЯТ и РАО, а также пунктов захоронения РАО всех классов;

- перевод объектов ядерного наследия в ядерно и радиационно безопасное состояние;

- максимальное снижение и завершение исполнения государственных обязательств, связанных с последствиями прошлой деятельности предприятий атомной отрасли.

В ходе реализации программы ФЦП ЯРБ-2 «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016 – 2020 годы и на период до 2030 года» планируется вывести из эксплуатации 76 ЯРОО и реабилитировать большие площади загрязненных территорий (таблица 1, данные из Сводного информационно-аналитического материала «Итоги реализации федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016—2020 годы и на период до 2030 года» в 2016—2020 гг.». М.: Госкорпорация «Росатом». 2021). [7].

Фактические показатели Программы представлены в Таблице 1.2.

Таблица 1.2. Фактические показатели выполнения программы ФЦП ЯРБ-2 за 2016-2020 гг.

Наименование показателя	Значение показателя Программы	
	за 2016 – 2020 годы, факт	за 2016 – 2030 годы, план
Ввод в эксплуатацию объектов окончательной изоляции РАО, тыс. $м^3$	39	367
Вызов на централизованное хранение ОТВС, тыс. штук	31	80
Переработка ОЯТ, тонн	483	2521
Вывод из эксплуатации ЯРОО, штук	35	76
Реабилитация территорий, тыс. $м^2$	267	1304
Передано на захоронение РАО, тыс. $м^3$	24	155
Оснащенность центров гигиены и эпидемиологии ФМБА	16	100

1.3. МЕЖДУНАРОДНЫЙ ПОДХОД К РЕШЕНИЮ ПРОБЛЕМ РЕАБИЛИТАЦИИ РАДИОАКТИВНО-ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ

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 за активной зоной ядерного реактора, ядерной цепной реакцией, радиоактивным источником или любым другим источником излучения, и смягчения последствий таких событий в случае, если они будут иметь место. Нормы касаются установок и деятельности, связанных с радиационными рисками, включая

ядерные установки, использование радиационных и радиоактивных источников, перевозку радиоактивных материалов и обращение с радиоактивными отходами.

Нормы МАГАТЭ по безопасности отражают международный консенсус в отношении того, что является основой высокого уровня безопасности для защиты людей и охраны окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения.

1.3.1. Документы МАГАТЭ

В МАГАТЭ по вопросам реабилитации территорий разработаны ряд документов, перечень которых приведен ниже.

- Environmental and Source Monitoring for Purposes of Radiation Protection. IAEA safety standards series no. RS-G-1.8 [8];
- Release of sites from regulatory control on termination of practices: Safety guide. IAEA safety standards series no. WS-G-5.10 [9];
- Surveillance and monitoring of near surface disposal facilities for radioactive waste. Safety reports series, ISSN 1020-6450; no. 35 [10];
- Monitoring for compliance with remediation criteria for sites. IAEA safety standards series. Safety reports series no. 72 [11];
- Monitoring and surveillance of residues from the mining and milling of uranium and thorium. Safety reports series no. 27 [12];
- Characterization of radiologically contaminated sites for remediation purposes. IAEA-TECDOC-1017 [13];
- Programmes and systems for source and environmental radiation monitoring. Safety reports series, no. 64 [14];
- Measurement and calculation of releases from uranium mill tailings, Technical Reports Series No. 333 [15];
- Guidelines for radioelement mapping using gamma ray spectrometry data. IAEA-TECDOC-1363 [16];
- Uranium exploration data and techniques applied to the preparation of radioelement maps. IAEA-TECDOC-980 [17];
- Compliance monitoring for remediated sites. IAEA- TECDOC-1118 [18];
- Soil sampling for environmental contaminants. IAEA-TECDOC-1415 [19].

Позиция МАГАТЭ заключается в следующем:

- реабилитационные мероприятия должны не только принести больше пользы, чем вреда, но и обеспечить оптимизацию требований для защиты, чтобы увеличить чистую выгоду для обществ;
- цель действий по реабилитации - своевременное и последовательное удаление загрязняющих веществ без последующего контроля территории (если это возможно).

Однако существуют ситуации, в которых снятие контроля не может быть достигнуто. В таких случаях недопустимый риск здоровью человека и окружающей среде должен быть исключен. В выборе оптимизированных вариантов реабилитации учитывают множество факторов, воздействие на здоровье и защиту окружающей среды, все это должно рассматриваться вместе с техническими, общественными, финансовыми и социальными факторами, в результате проведения реабилитации должно произойти:

А - снижение дозы от радиационного воздействия на группы людей;

Б - предотвращение облучения людей в будущем;

В - уменьшение воздействия на окружающую среду радионуклидов, находящихся в загрязненном районе.

Групповой справочный уровень для решения реабилитации - существующая годовая эффективная доза в 10 мЗв из всех источников, включая природный радиационный фон. Существующую дозу оценивают как среднюю дозу для определенной критической группы. Меры по реабилитации часто могут быть оправданы и при более низком справочном уровне.

В том случае, если реабилитация оправдана для доз ниже группового справочного уровня, для того, чтобы снизить основной компонент существующей годовой дозы, может быть установлен уровень, определяемый специфическими компонентами. Такие определенные уровни (уровень вмешательства и уровень действия) должны быть одобрены местными властями для специфических ситуаций длительного загрязнения, поддающегося воздействию на основе процессов оптимизации. Этот уровень может быть выражен в такой единице, как годовая предотвращенная доза, или во вспомогательных величинах, таких как удельная активность (Бк/кг) или плотность загрязнения поверхности (Бк/см^2). Национальная стратегия по реабилитации должна обеспечивать защиту персонала, населения и окружающей среды, а также выполнение требований, зафиксированных в нормативно-законодательных документах.

Основным документом МАГАТЭ, посвященным непосредственно выводу из эксплуатации, являются Общие требования безопасности GSR Part 6 «Вывод установок из эксплуатации» [20]. Указанный документ содержит ряд требований, охватывающих аспекты процесса вывода из эксплуатации:

- оптимизация защиты и безопасности при выводе из эксплуатации: 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;

- дифференцированный подход: должен применяться во всех аспектах вывода из эксплуатации для определения сферы охвата и степени детализации в отношении любой конкретной установки с учетом масштабов возможных радиационных рисков, которые могут возникнуть в связи с выводом из эксплуатации;

- оценка безопасности при выводе из эксплуатации: должна быть проведена оценка безопасности всех установок, которые планируется вывести из эксплуатации, и всех установок, которые находятся на этапе вывода из эксплуатации;

- правительство должно создать и поддерживать надлежащую государственную, правовую и регулирующую основу, в рамках которой можно планировать и безопасно осуществлять все аспекты вывода из эксплуатации, включая обращение с образующимися в результате радиоактивными отходами. Эта основа должна включать четкое распределение обязанностей, обеспечение независимых регулирующих функций и установление требований в отношении финансового обеспечения вывода из эксплуатации;

- регулирующий орган должен регулировать все аспекты вывода из эксплуатации на всех этапах жизненного цикла установки: от первоначального планирования вывода из эксплуатации в процессе выбора площадки и проектирования установки до завершения мероприятий по выводу из эксплуатации и прекращения действия официального разрешения на вывод из эксплуатации. Регулирующий орган должен устанавливать требования безопасности в отношении вывода из эксплуатации, в том числе и по обращению с образующимися радиоактивными отходами, и должен принимать соответствующие регулирующие положения и руководства. Регулирующий орган должен также принимать меры по обеспечению выполнения этих регулирующих требований;

- лицензиат должен планировать вывод из эксплуатации и проводить мероприятия по выводу из эксплуатации в соответствии с официальным разрешением на вывод из эксплуатации и требованиями, вытекающими из национальной правовой и регулирующей основы. В ходе вывода из эксплуатации лицензиат несет ответственность за все аспекты безопасности, радиационной защиты и охраны окружающей среды;

- комплексная система управления для вывода из эксплуатации: лицензиат должен обеспечить, чтобы его комплексная система управления охватывала все аспекты вывода из эксплуатации.

1.3.2. Документы ЕС

Для оказания помощи и выработки единого понимания и стандартов в вопросах реабилитации территорий и сооружений комиссия Европейского Союза (ЕС) выпустила ряд документов [8-19].

Документ [8], представляющий собой руководство по восстановлению территорий, загрязненных в результате прошлой деятельности, разработан в соответствии с международными рекомендациями МКРЗ и МАГАТЭ, но в большей степени ориентирован на ситуации, преобладающие в ЕС.

Документы [9-19] затрагивают вопросы дальнейшего использования зданий и материалов, образующихся при демонтаже сооружений, загрязненных радиоактивными веществами. Помимо рекомендаций по возможным сценариям облучения и методологии расчета индивидуальных и коллективных доз облучения, в них приведены критерии освобождения от регулирующего контроля в виде удельной активности радионуклидов. Предложенные уровни освобождения получены для самого критического сценария, исходя из значения эффективной дозы 10 мкЗв/год или эквивалентной дозы на кожу 50 мкЗв/год.

1.4. НАЦИОНАЛЬНЫЕ КРИТЕРИИ РЕАБИЛИТАЦИИ РАДИАЦИОННО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ В РАЗЛИЧНЫХ СТРАНАХ

Из многочисленных публикаций, в которых рассмотрены вопросы формирования и решения проблем ядерного наследия, в первую очередь необходимо отметить фундаментальные работы Н.К. Линге и А.А. Абрамова [21-24].

Как указывается в работе [24], несмотря на то, что международное руководство по численным критериям реабилитации не разработано, в ряде стран мира эти

национальные критерии уже установлены. В некоторых странах уровни вмешательства определены исходя из уровня риска, но большинство стран предпочитают выражать их как уровни годовой эффективной дозы. Другими критериями, используемыми в практике реабилитации, являются показатели мощности дозы и удельной активности радионуклидов в различных средах.

1.4.1. Критерии реабилитации в США

Базовым законом, определяющим вопросы реабилитации, является принятый в 1980 г. Закон "О действиях в отношении окружающей среды, компенсации и ответственности" [25], более известный как закон о Суперфонде. Объектами, попадающими под действие этого Закона, являются, в частности, и территории радиоактивного загрязнения. Законом о Суперфонде полномочия по его проведению в жизнь делегированы Агентству по охране среды (EPA).

Граничная доза, которой придерживается EPA, основывается на отношении общественности к здравоохранению, отраженном в разнообразных законах о химических веществах, а во многих случаях и о радионуклидах. Такой подход связан с допустимыми рисками для конкретных ситуаций облучения и допущением увеличения (снижения) риска по сравнению с планируемыми величинами, например в отношении технических возможностей и стоимости. Ограничение дозы от источника, которой придерживается EPA - 0,15 мЗв за каждый (любой) год - исходит из убеждения, что пожизненные онкологические риски не должны превышать 10^{-4}. Удельную активность радионуклидов в почве, которая соответствует уровням риска, определяют для каждого конкретного объекта, исходя из характера использования земельного участка и его физических характеристик (характеристик почв, геологических, гидрогеологических, метеорологических и экологических параметров).

Американская Комиссия по ядерному урегулированию – Nuclear Regulatory Commission (NRC) - в документе "Стандарты для защиты от радиации" в разделе "Радиологические критерии для прекращения лицензий" определяет, что критерием неограниченного использования территории после прекращения деятельности объекта является уровень остаточной радиоактивности, не приводящий к превышению средней дозы по критической группе эффективной дозы дополнительного облучения в 0,25 мЗв/год, что эквивалентно приблизительно $5\text{-}10^{-4}$ повышенного пожизненного риска. Конкретные уровни очистки устанавливают по принципу оптимизации (ALARA). Для

территории ограниченного использования применяют эффективную дозу дополнительного облучения индивидуума из критической группы 1 мЗв/год (что эквивалентно приблизительно $2\text{-}10^{-3}$ повышенного пожизненного риска), если установлено, что дальнейшее снижение дозы не удовлетворяет принципу оптимизации; либо 5 мЗв/год при условии, что дальнейшее снижение остаточной радиоактивности до уровня 1 мЗв/год технически не выполнимо, связано с неприемлемо высокими затратами или причинит большой вред населению или окружающей среде.

1.4.2. Критерии реабилитации в Великобритании

Английский национальный комитет по радиационной защите (NationalRadiologicalProtectionBoard - NRPB) опубликовал документ "Задачи радиационной защиты по территориям, загрязненных радионуклидами" [26], в котором представлены рекомендации по критериям радиационной защиты для использования земель, загрязненных радиоактивными материалами в результате прошлой деятельности.

Загрязненные земли подразделяют на две категории. К первой категории относят:

- территории, которые в прошлом использовали для промышленных процессов (например, люминизация радия, выделение тория, образование минералов), приведших к загрязнению с повышенными концентрациями природных радионуклидов;
- территории, загрязненные десятки лет назад, при этом организации, ответственные за загрязнение, уже не существуют или впоследствии были реорганизованы в более крупные;
- территории, на которых загрязнение было "обнаружено", или о нем было известно новым владельцам и возможным разработчикам, или о нем ничего неизвестно.

К другой категории относятся территории или часть территорий предприятий, которые в настоящее время работают по лицензии в рамках Закона о ядерных установках от 5 августа 1965 г. и 1969 г., но должны быть ликвидированы. В принципе в эту группу обычно входят территории снятых с эксплуатации реакторов и предприятий ядерно-топливного цикла, РОО, территории действующего промышленного или исследовательского учреждения.

В рекомендациях NRPB выделены две категории загрязненных земель: территории, на которых предполагается перепрофилирование землепользования, и территории, где при обнаружении загрязнения уже есть пути облучения и облучаемые

люди. Первая категория обычно включает "вывод" земли из лицензированной территории независимо от предполагаемого использования в общественных целях, а также перепрофилирование землепользования, например при застройке промышленных или брошенных земель. В этом случае ситуации должны подчиняться требованиям, применяемым к контролируемым практикам, в частности остаточные риски не должны превышать граничной величины 10^{-5} в год (для пожизненного ежегодного облучения это соотносится с риском при эффективной дозе порядка 300 мкЗв/год) и соответствовать принципу оптимизации (настолько низкому уровню, насколько это достижимо в пределах разумного). Кроме того, NRPB предполагает, что при остаточном риске ниже 10^{-6} в год маловероятно, что любые значительные расходы на дальнейшее снижение облучения будут оправданы.

В других случаях, когда использование территории уже определенно устоялось на момент обнаружения загрязнения, а значит, нет планируемых действий, приводящих к увеличению облучения, ситуацию следует расценивать как вмешательство, требующее принятия решения. При этом рассматривают меры, которые могли бы способствовать снижению дозы, принося при этом больше пользы, чем вреда (т.е. обоснованность), а также применяют меры, для которых разность между совокупной пользой и вредом наибольшая (т.е. оптимизация).

Категория вмешательства охватываем больший диапазон потенциальных до, чем позволяют ситуации "нормальных практик", а следовательно, общие критерии определить гораздо сложнее, чем верхнюю границу". Действия почти наверняка оправданы, если прижизненные дозы, обусловленные загрязнением, будут превышать 1 Зв. Маловероятно, что варианты с привлечением больших ресурсов будут подходящими, если только не ожидается, что они снизят дозы по крайней мере на несколько мЗв/год. Некоторые менее масштабные мероприятия, обеспечивающие сохранение меньшей дозы, могут быть оправданны.

В разъяснениях NRPB отделу радиационной защиты Агентства здравоохранения Великобритании [27] указано, что уровень "хронического облучения" в несколько миллизиверт в год является приемлемым для определения территории как радиоактивно загрязненной. Однако, учитывая необходимость в более прямой рекомендации для осуществления регулирования, устанавливают единую величину 3 мЗв/год (эффективная доза). Дозовые критерии относятся к средней дозе для критической

группы, отделяют территорию, которая радиоактивно не загрязнена, от радиоактивно загрязненной территории. Если оцененные дозы больше граничной, то территорию следует определять как радиоактивно загрязненную, а после обоснования и оптимизации необходимо планировать вмешательство для снижения дозы. Там где оцененные дозы меньше граничной, территорию не рассматривают как радиоактивно загрязненную, но при этом могут быть выполнены простые мероприятия для снижения дозы в том случае, если это уместно.

1.4.3. Критерии реабилитации в Германии

Немецкая комиссия по радиологической защите (German Commission Radiological Protection - GCRP) подготовила рекомендации относительно принципов охраны, использования или освобождения от загрязненных отходов добычи урана [28]. Даны рекомендации по следующим направлениям:

- освобождение в промышленных целях территорий, загрязненных в результате добычи урана;
- использование территорий, загрязненных в результате добычи урана, для насаждения лесов, формирования сельскохозяйственных угодий и общественных парков, размещения жилых кварталов;
- охрана и использование отвалов шахт;
- дальнейшее коммерческое или промышленное использование зданий; захоронение строительного мусора, оставшегося после добычи и переработки урана;
- общецелевое освобождение повторно используемого оборудования и аппаратуры, оставшихся после добычи урана;
- изъятие металлолома, полученного после закрытия урановых рудников.

Рекомендации по освобождения территорий, загрязненных в результате добычи урана, относятся только к радиоактивным загрязнениям. В качестве основного критерия для освобождения земель, радиоактивно загрязненных в результате добычи урана, GCRP рекомендует эффективную дозу 1 мЗв/год. Отмечается, что оценка доз облучения должна быть проведена как можно более реалистично, но вместе с тем достаточно консервативно. Это касается совокупности оценок: значимые радионуклиды, характеристики источника, параметры миграции, численность групп населения, подвергавшихся воздействию и возможности использования территорий. Все пути облучения входят в эти основные критерии, за исключением воздействия радона в

жилых помещениях. Для последнего случая используют отдельные критерии. Приведенный критерий определен как уровень "недействия". Восстановительные меры при загрязнении ниже этого уровня не оправданы с точки зрения принципа оптимизации радиационной защиты. В случае загрязнения выше этого уровня должны быть выполнены оптимизированные восстановительные меры. Кроме того, при контроле процесса восстановления GCRP рекомендует применять производный уровень 1 Бк/г для ^{226}Ra. Этот уровень соответствует дозовому критерию 1 мЗв/год для определения вариантов дальнейшей пригодности территории. Конкретными практическими примерами являются:

- индустриальное использование с ограничением мощности дозы γ -излучения величиной 0,3 мкЗв/ч, при этом строительство и эксплуатацию фабричных квартир, центров отдыха и детских садов разрешают только там, где удельная активность ^{226}Ra ниже 0,2 Бк/г;
- организация в качестве общественного сада (парка) с условиями, что мощность дозы у-излучения не превышает 0,3 мкЗв/ч, при этом спортплощадки, детские площадки и другие центры отдыха устанавливаются только там, где удельная активность ^{226}Ra ниже 0,2 Бк/г;
- создание лесоводства или поля без дополнительных условий. Рекомендации устанавливают критерии, касающиеся дальнейшего коммерческого или промышленного использования зданий, которые были радиоактивно загрязнены. Для дальнейшей эксплуатации зданий необходимо, чтобы после дезактивации поверхностей потолков, стен и полов (они должны быть очищены так, чтобы отсутствовало снимаемое загрязнение) мощность дозы γ-излучения в любом месте помещений была бы меньше 0,3 мкЗв/ч.

Строительные отходы, образующиеся при ликвидации радиоактивно загрязненных зданий, могут быть использованы без ограничений, если удельная активность урановых радионуклидов (например, ^{226}Ra) меньше 0,2 Бк/г. При удельной активности в диапазоне от 0,2 до 1 Бк/г строительные отходы должны быть размещены на загрязненных участках, которые не предназначены для неограниченного использования. При удельной активности больше 1 Бк/г их дальнейшая судьба должна быть решена индивидуально в каждом конкретном случае.

1.4.4. Критерии реабилитации во Франции

При реабилитации загрязненных территорий используют следующие положения [29]:

- остаточная доза должна быть ниже 0,3 мЗв/год при сценарии, предполагающем эффективное повторное использование объекта (контрольный уровень вмешательства);
- реальное дозовое значение для конкретной территории должно удовлетворять принципу оптимизации (с учетом предотвращаемой дозы, стоимости очистки, социально-экологических факторов и др.);
- значительные средства нельзя привлекать для достижения уровня доз менее 0,01 мЗв/год для наихудшего сценария.

Решение по планируемому уровню реабилитации перед утверждением надзорным органом обсуждают на местной Комиссии по информированию, в которую входят: эксплуатирующая организация, местные депутаты, профсоюзы, общественные организации по защите окружающей среды, надзорный орган и др.

Стратегия реабилитации и используемые методы определяются:

- результатами исследования загрязненной территории (уровня и распределения загрязнения в почве);
- оценкой риска;
- оптимизацией;
- работой по реабилитации;
- постреабилитационным контролем;
- рекомендациями по обращению с образующимися отходами.

Справочные материалы включают производные уровни загрязнения почвы, соответствующие дозовому критерию для различных вариантов дальнейшего использования территории:

- проживание вместе с детьми в возрасте 5 лет;
- начальная школа;
- игровая площадка;
- офисные помещения;
- площади для ведения сельского хозяйства;
- общественная автостоянка;
- строительная площадка под здание;

- строительная площадка под автостоянку.

1.4.5. Критерии реабилитации в других странах Европы

В Швейцарии нет никаких определенных критериев для восстановления загрязненной земли. Однако, согласно швейцарскому законодательству по радиационной защите [30], разрешено использовать твердые радиоактивные отходы с удельной радиоактивностью ниже, чем уровни освобождения, с одобрения органов лицензирования. Непременное условие состоит в том, что радиоактивные материалы должны быть перемешаны с неактивными веществами таким образом, что мощность дозы излучения в 10 см от поверхности земли за вычетом естественного фона не превышала 0,1 мкЗв/ч. Примеры для швейцарских пределов освобождения таковы: 400 Бк/кг для ^{238}U и 700 Бк/кг для ^{137}Cs.

В Швеции и Италии [31, 32] никакие определенные критерии для восстановительных мер на загрязненных участках не установлены.

В Нидерландах и Люксембурге [32] официальные критерии для восстановительных мер на загрязненных участках также отсутствуют. Однако в Нидерландах для регулирования специфической деятельности или использования материалов общий подход основан на максимально допустимом индивидуальном риске смертности 10^{-6} год$^{-1}$. Только два участка территории, загрязненной радиоактивными веществами, были реабилитированы. В обеих ситуациях удельная активность 100 Бк/кг была использована как «разделительная линия» между загрязненной и незагрязненной почвой.

В Люксембурге в течение прошлого десятилетия был восстановлен только один участок, загрязненный радиоактивными веществами, на территории маленькой индустриальной компании, использующей железо-ниобиевые руды. В результате производственного процесса образовывался шлак с высокой удельной активностью ^{226}Ra (до 100000 Бк/кг). Более чем 21 тыс. тонн этого шлака были утилизированы на полигоне захоронения нерадиоактивных отходов и засыпаны слоем почвы в 2,5 м.

1.4.6. Критерии реабилитации в Австралии

В 1990 году Австралия установила критерии для восстановления территорий, на которых Великобритания проводила ядерные испытания [33].

После обширных экспериментальных исследований было установлено, что образ жизни коренного населения на этой территории обусловливает основные пути

радиационного воздействия - ингаляционное и раневое поступление плутония в организм.

Принято, что после реабилитации территории средняя эффективная доза для критической группы населения (дети в возрасте 7-12 лет, постоянно проживающие на загрязненной территории) не должна превышать 5 мЗв/год.

Предусмотрено несколько форм вмешательств:

- удаление почвы в областях, где плотность загрязнения ^{241}Am превысила 40 кБк/м^2 (т.е. приблизительно 300 кБк/м^2 плутония, поскольку отношение активности плутония к активности америция составляет приблизительно 8), с ограничением землепользования, которое запрещает кемпинг, но позволяет доступ для охоты или транзита;
- достижение остаточной плотности загрязнения америцием, усредненной по площади более, чем 1 га, не выше 3 кБк/м^2;
- снижение активности америция в любых материальных объектах или фрагментах не более 100 кБк;
- снижение концентрации а-частиц (не более 0,1 на 1 м^2 с активностью америция более 20 кБк).

1.4.7. Критерии реабилитации в Канаде

Управление по контролю над атомной энергетикой (AtomicEnergyControlBoard - AECB) в настоящее время не имеет никаких предписывающих критериев для очистки и восстановления загрязненных земель. В 90-х годах прошлого века AECB разработало принцип очистки базовых территорий, загрязненных радием, ураном или их смесью. Он заключается в снижении удельной активности радионуклидов до фоновых значений. При отсутствии данных о фоновых значениях и в тех случаях, когда очистка до фоновых значений недостижима, владелец загрязненного участка должен обосновать остаточное загрязнение [34].

Уровень, до которого проводят очистку, зависит от целевого использования территории и приоритетов заинтересованных сторон (собственники земли, местные жители, местные органы власти и др.).

Уровни загрязнения приведены в Таблице 1.3.

Таблица 1.3. Критерии загрязнения, используемые AECB для оценки загрязненных земель в Канаде

Лицензиант	Загрязнитель	Критерии
Eldorado Nuclear	^{226}Ra	0,2 Бк/г
	^{238}U	35 мкг/г
LLRWMO	^{226}Ra	0,1 Бк/г
	^{238}U	30 мкг/г

1.4.8. Критерии реабилитации в РФ (краткий обзор)

В ряде радиационно гигиенических документов, относящихся к обеспечению радиационной безопасности действующих предприятий определенного профиля, установлены критерии реабилитации территорий после прекращения их деятельности [35]. Такие критерии, в частности, представлены в СП 2.6.1.1292-2003 [36] для предприятий, в результате деятельности которых возможно образование производственных отходов с повышенным содержанием природных радионуклидов: «эффективная доза дополнительного облучения природными источниками излучения критической группы населения, проживающего на территории после ее реабилитации, не должна превышать 100 мкЗв/год».

В санитарных правилах [37] по радиационно гигиеническим требованиям по реабилитации территории при прекращении эксплуатации предприятий нефтегазового комплекса установлены следующие нормативы:

- отсутствие участков с мощностью эффективной дозы у-изучения выше исходных значений более чем на 0,2 мкЗв/ч;

- очищение территории до значений эффективной удельной активности природных радионуклидов в почвах и породах ниже исходных на 370 Бк/кг и более;

- достижение содержания природных радионуклидов в воде открытых водоемов, не превышающего исходный уровень более чем в 2 раза.

Для территорий, загрязненных радиоактивными веществами в результате прошлой деятельности предприятий, официальные критерии реабилитации отсутствуют. В НРБ-99/2009 (Приложение 5) в случае обнаружения локальных радиоактивных загрязнений в результате последствий прежней деятельности" предприятий рекомендованы следующие критерии:

- уровень исследования: от 0,01 до 0,3 мЗв/год. Это такой уровень радиационного воздействия источника на население, при достижении которого требуется выполнить исследование источника с целью уточнения оценки величины годовой эффективной дозы и определения величины дозы, ожидаемой за 70 лет;

- уровень вмешательства: более 0,3 мЗв/год. Это такой уровень радиационного воздействия, при превышении которого требуется проведение защитных мероприятий с целью ограничения облучения населения. Масштабы и характер мероприятий определяют с учетом интенсивности радиационного воздействия на население по величине ожидаемой коллективной эффективной дозы за 70 лет.

Необходимо отметить, что в нашей стране данной проблеме уделяется большое внимание [6, 23, 24, 38-41].

Учитывая изложенное, можно сделать вывод, что проблеме вывода из эксплуатации радиационно опасного объекта, расположенного в черте мегаполиса не уделялось должного внимания. Перед нами были поставлены следующие задачи:

- разработать подходы к обеспечению защиты персонала и населения, окружающей среды при ликвидации РОО, расположенного в черте мегаполиса;

- разработать технические и радиационные аспекты эффективного управления работ по выводу из эксплуатации РОО;

- разработать экспрессные методы оценки объемов образования РАО;

- разработать (обосновать) контрольные уровни остаточного загрязнения производственных помещений и территории РОО после дезактивации и рекультивации;

- разработать (установить) критерии приемлемости радиационно безопасного состояния помещений, поверхностей оборудования и конструкций, материалов, грунтов и территории после окончания работ по выводу из эксплуатации РОО;

- обосновать методические подходы к оценке вероятности возникновения радиационных аварий и их последствий для окружающей среды и населения.

2. МЕТОДЫ И ОБЪЕМЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

2.1. РАДИОМЕТРИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ

Радиометрические методы применялись для оценки уровней альфа- и бета-загрязнений:

– поверхностной загрязненности и удельной активности радионуклидов (прямые методы);

- уровня снимаемого загрязнения (косвенный метод мазков).

При прямых измерениях использовался блок детектирования БДПА-01 с детектором ZnS(Ag) диаметром 60 мм, диапазон измерения плотности потока α-частиц 0,1-10^5 частиц/см^2·мин, погрешность ±20%.

Градуировка блока детектирования выполнялась с помощью градуировочного источника, например на основе гипса (водного сульфата кальция), содержащего какой-либо альфа- излучающий радионуклид, например, ^{241}Am с удельной активностью порядка 500 Бк/кг. В качестве подложки для градуировочного источника можно использовать штатную подложку из нержавеющей стали или алюминия от радиометра LB-770. Внешний диаметр подложки из алюминия – 59,5 мм, внутренний- 58,5 мм.

Также нами использовался альфа-спектрометрический комплекс AlphaDHO с вакуумной системой, двумя камерами с полупроводниковыми блоками детектирования площадью 400 мм^2 и 900 мм^2. Разрешение по линии ^{239}Pu 18 кэВ.

Характеристики блока детектирования БДПА-01 приведены в таблице 2.1

Таблица 2.1 Характеристики блока детектирования для измерения плотности потока альфа-частиц (БДПА-01):

Детектор	ZnS(Ag) ø60 мм
Диапазон измерения плотности потока альфа-частиц	0,1 - 10^5 част./(мин·см^2) $1{,}67\cdot10^{-3}$ – $1{,}67\cdot10^3$ част./(сек·см^2)
Диапазон измерения флюенса альфа-частиц ^{239}Pu	1 - $3\cdot10^6$ см^2
Диапазон измерения поверхностной активности ^{239}Pu	$3{,}4\cdot10^{-3}$ - $3\cdot10^3$ Бк·см$^{-2}$
Диапазон энергии регистрируемых альфа-частиц	3 - 7 МэВ
Основная погрешность измерения:	в диапазоне 0,1 - 1 част./(мин·см^2) - ± 50 %; в диапазоне 1 – 10^5 част./(мин·см^2) - ± 20 %.
Чувствительность по ^{239}Pu	0,15 имп·с$^{-1}$/(част/(мин•см^2)), $S_{дет}$ = 28,3 см^2 или 0,47 част/ с$^{-1}$ на площадь детектора

Измерение скорости счета осуществлялось на плоских поверхностях, вертикальных или горизонтальных. Расстояние от поверхности блока до загрязненной площади 6-7 мм.

Было проведено исследование возможности использования переносных радиометров для определения оценок удельных активностей радионуклидов на загрязненных объектах с учетом их морфологии. Разработана следующая методология измерений.

Расстояние от поверхности блока детектирования до поверхности, содержащей радионуклиды – 6-7 мм. При таком расстоянии будет достаточно высокая геометрическая эффективность регистрации альфа- и бета-частиц и будут работать формулы для вычисления эффективности регистрации частиц с учетом всех влияющих факторов.

Использование дополнительной предохранительной пленки на входном окне и специальной насадки позволит значительно уменьшить вероятность загрязнения входного окна блока детектирования.

На торцевую поверхность блока детектирования надевается специальная насадка в виде металлического цилиндра, такой длины, чтобы расстояние от обследуемой поверхности до поверхности входного окна детектора составляло 6-7 мм. Толщина стенки цилиндра 2-3 мм. К торцу цилиндра соосно приваривается диск с отверстием, диаметр которого равен диаметру входного окна блока детектирования (т.е. получается фланец), составляющему согласно техническому описанию 60 мм. Таким способом задается строго фиксированная площадь участка обследуемой поверхности **S** (далее площадь счетного образца). При этом отсекается вклад от альфа-частиц с части поверхности за пределами окружности насадки.

Наружный диаметр диска (100-120 мм) должен обеспечивать устойчивое положение блока детектирования в вертикальном положении на горизонтальной поверхности без поддержки рукой. Толщину диска целесообразно задать 2-3 мм, чтобы насадка одновременно обеспечивала возможность выполнять и измерения с бета-датчиком в методически наиболее благоприятных условиях.

Для предотвращения загрязнения защитной пленки, на торцевую поверхность блока детектирования можно поместить дополнительную полимерную пленку, например, поликарбонатную (типа лавсан, или «MakrofolKG») толщиной 2-4 мкм.

Крепление предохранительной пленки на торце блока детектирования осуществляется с помощью насадки.

Для таких условий измерения (фланец прикладывается вплотную к поверхности) эффективность регистрации альфа частиц ε может быть рассчитана достаточно корректно (суммарная погрешность менее 10%).

Косвенный метод измерения снимаемого загрязнения может осуществляться двумя способами: сначала измеряют общую загрязненность, затем методом мазков проводят оценку снимаемой загрязненности.

Такой метод оправдан при работе в слабозагрязненных помещениях с большим количеством малоразмерных объектов, подлежащих удалению по двум причинам: в силу геометрических причин (поверхности меньше площади окна детектора, отсутствие плоскости, необходимых размеров для измерения, сложная геометрическая форма), а также возможности объединить несколько мазков (от 5 и более) для определения различными инструментальными методами (гамма-спектрометрия, ЖС-спектрометрия, альфа-спектрометрия) усредненных характеристик загрязнения предметов, из которых будут формироваться первичные упаковки отходов.

При обследовании малогабаритного объекта необходимо последовательно перемещать датчик с равномерной скоростью поперек обследуемой поверхности. При этом детектор прибора должен быть расположен на расстоянии 3 – 6 см от обследуемой поверхности.

Обследование необходимо начинать с края и перемещать к центру. При обнаружении максимального показания прибора провести, не меняя положения датчика, провести три последовательных измерения плотности потока бета-частиц.

Характеристики блока детектирования для измерения плотности потока бета-частиц (БДПБ-01) приведены в Таблице 2.2.

Таблица 2.2. Характеристики блока детектирования (БДПБ-01).

Детектор	пластик Ø60×1 мм
Диапазон измерения плотности потока бета-частиц	1 ÷ 5·105 мин-1·см-2
Диапазон измерения поверхностной активности 90Sr+90Y	4,4·10-2 ÷2,2·104 Бк·см-2
Диапазон регистрируемых энергий	0,155 ÷ 3,5 МэВ
Габаритные размеры, масса	Ø80×196 мм, 0,55 кг

Результаты измерений, место и время проведения измерений и другую дополнительную информацию, относящуюся к измерениям, заносят в журнал регистрации измерений.

Место обнаружения максимального уровня поверхностного загрязнения отмечают мелом (маркером) синего цвета в виде окружности с диаметром, равным диаметру рабочей поверхности детектора, с указанием измеренного значения.

При обследовании крупногабаритного объекта, необходимо определять максимальные значения в соответствии с вышеописанным подходом в квадратах сетки с размером 1×1 м согласно предварительной разметке обследуемого объекта в соответствии с подготовленными картограммами. Места измерений максимального значения в каждом квадрате разметки необходимо отметить мелом непосредственно на защитном покрытии (полу), с указанием измеренного значения. Заносят измеренные значения в журнал регистрации результатов измерений.

При выявлении квадратов разметки, в которых значения плотностей потоков бета-излучения более чем в 10 раз превышают среднее значение загрязнения в обследуемом помещении, данные квадраты следует разметить дополнительно с шагом сетки 20 см и провести повторные измерения в дополнительной разметке.

В дополнение к стандартной процедуре при контроле уровней фона датчик альфа-излучения на основе сцинтилляционного детектора необходимо направить в сторону источника света (окно или светильник). Рост показаний прибора в данном случае будет свидетельствовать о наличии отверстия в защитной пленке, которое потребует замены защитной пленки на датчике.

При обследовании малогабаритного объекта расположить датчик (окно детектора) на расстоянии не более 0,5 см от обследуемой поверхности в месте обнаруженного (и отмеченного на малогабаритном объекте) максимального значения загрязнения бета-излучателями и провести 3 последовательных измерения. Результаты измерений, дату, место, время проведения измерений и другую дополнительную информацию, относящуюся к измерениям, занести в журнал.

В целях контроля также следует провести дополнительные измерения в других точках. В случае выявления более высоких уровней альфа-излучения провести 3 последовательных измерения в данной точке. Результаты измерений, место и время

проведения измерений и другую дополнительную информацию, относящуюся к измерениям занести в журнал. Место обнаружения максимального уровня поверхностного загрязнения отметить мелом (маркером) красного цвета в виде окружности с диаметром, равным диаметру рабочей поверхности детектора, с указанием измеренного значения.

При обследовании крупногабаритного объекта необходимо определять максимальные значения плотностей потоков альфа-излучения в каждом квадрате сетки с размерами 1×1 м в соответствии с вышеописанным алгоритмом согласно предварительной разметки обследуемых объектов.

Для жидкосцинтилляционной спектрометрии нами использовались счетчики TRI-CARB, Perkn-Elmer, модели 3100 и 3170 (низкофоновая модификация). Методика выполнения измерений активности радионуклидов в счетных образцах с помощью жидкосцинтилляционного спектрометрического радиометра альфа-бета излучения «TRI-CARB» приведена в инструкции по эксплуатации прибора. Активности радионуклидов в исследуемой пробе рассчитываются на основе вклада (весового коэффициента) каждого компонента и эффективности регистрации для заданного «тушения» пробы (автоматически определяется пробором) с помощью программных средств «RadSpectraDec» [42, 43].

2.2. ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ

Оперативная идентификация состава радионуклидов и оценка их содержания в локальных и протяженных источниках гамма-излучения осуществлялась с помощью мобильных гамма-спектрометров, укомплектованных коллимированным детектором из особо чистого германия (ОЧГ). Выбор системы с полупроводниковым детектором определяется потребностью в высокой чувствительности измерений, включая низкоэнергетическую область до энергий 20 кэВ (область регистрации ^{241}Am), без падения эффективности регистрации, достигаемой при использовании тонкого (карбонового или бериллиевого) входного окна детектора [44], что необходимо при оценке содержания в составе загрязнения альфа-излучателей – ^{235}U,^{238}U,^{237}Np,^{239}Pu, ^{240}Pu,^{241}Am.

Системы полевой гамма-спектрометрии комплектуются программным обеспечением ISOCS для анализа объектов сложной формы. Программное обеспечение позволяет проводить расчет эффективности регистрации для широкого спектра

геометрий без применения калибровочных источников с точностью порядка нескольких процентов.

В основе подхода к решению этой задачи лежит моделирование пространственно-энергетических параметров конкретного детектора методом Монте-Карло, проверка адекватности модели с помощью тестовых измерений и собственно расчеты кривых эффективности. Для упрощения этой задачи для пользователя в программу расчета калибровочных кривых уже введено 20 шаблонов геометрий, применяющихся в полевой гамма-спектрометрии:

- объекты прямоугольной формы (простой и комбинированный параллелепипед (коробка), полностью или частично заполненный активным материалом);

- объекты цилиндрической формы (простой и комбинированный цилиндр при измерениях с боковой и торцевой поверхностей, полностью или частично заполненные активным материалом, горизонтальная труба или цистерна, полностью или частично заполненный активным материалом);

- объекты конической формы (различные конические емкости при измерениях с боковой и торцевой поверхностях), полностью или частично заполненные активным материалом;

- сферические объекты, в том числе и многослойные;

- профили в виде трубы, уголка, швеллера, двутавра, короба с поверхностным загрязнением;

- многослойные участки плоской поверхности;

- участки плоской поверхности с экспоненциальным распределением активности.

Используя такой мощный математический аппарат была проведена достаточно корректная оценка загрязнений (плотности распределения радионуклидов) практически для любых объектов сложной геометрии, если с помощью коллиматора (возможны варианты с телесным углом 30° и 90°) проводить измерения отдельных фрагментов такого объекта.

Ограничивающими условиями такого подхода являются:

- знание реальной зависимости распределения радионуклидов по глубине (экспоненциальное распределение вблизи поверхности, равномерное распределение, наличие активного слоя, экранированного условно-чистым материалом с обеих сторон и т.д.);

- необходимость использования «радионуклидных векторов» - изотопных соотношений в пробах для экспрессного расчета загрязнения отходов радионуклидами плутония.

Самым надежным реперным радионуклидом для этих целей может служить ^{241}Am, который связан с плутонием, т.к. является дочерним продуктом при β-распаде изотопа ^{241}Pu.

В этом случае ключевыми стадиями обследования помещений с точки зрения загрязнения наиболее трудноопределяемыми альфа-излучающими радионуклидами являются следующие:

– детектирование актинидных элементов, прежде всего ^{241}Am передвижным гамма спектрометром в режиме сканирования (без свинцового коллиматора);

– при наличии источника (источников) загрязнения, определение его (их) локализации, первичная локализация среднего и высокого уровня n·(100-10000) Бк достигается контролем скорости счета в области выделенной энергии гамма-излучения при медленном передвижении коллимированного детектора или при его повороте;

– стационарные измерения загрязнения поверхности в местах их локализации по выбранным гамма-линиям;

– послойный отбор проб по регулярной сетке в выявленных местах локализации загрязнений с целью:

а) определения характера распределения контролируемых радионуклидов по глубине для уточненного расчета активности радионуклидов по спектрам, полученным при стационарных измерениях;

б) определение флуктуации загрязнения по выявленному методом гамма-спектрометрии достаточно большому «пятну», определение его контуров;

в) определение значения «радионуклидного вектора» - соотношения активностей гамма-излучателей и радионуклидов плутония методами разрушающего контроля (радиохимическая подготовка, ППД альфа-спектрометрия, ЖС-спектрометрия).

Радионуклидный вектор - масштабный пересчетный коэффициент, определяющий отношение активности трудно детектируемых методом гамма-спектрометрии радионуклидов к активности хорошо измеряемых «ключевых» радионуклидов (^{137}Cs, ^{60}Co, ^{241}Am и др.), который устанавливается для конкретного типа объектов. Пробы с

внутренних поверхностей оборудования (инженерных коммуникаций, трубопроводов) отбираются (методом вырезания) при обнаружении их радиоактивного загрязнения по результатам измерений МЭД, гамма-спектрометрических измерений с помощью переносного гамма-спектрометра и оценки радиоактивного загрязнения внешних поверхностей инженерных систем или отходов их демонтажа [45].

Из отобранных проб готовят счетные образцы посредством операций пробоподготовки, зависящих от методики последующих спектрометрических (радиометрических) измерений: гамма-спектрометрия, ЖС-спектрометрия, альфа-спектрометрия.

Переносные гамма-спектрометры с ОЧГ - детекторами также используются в качестве дополнительных приборов, необходимых для радиационных обследований с целью категорирования радиоактивных отходов.

Перепады уровней загрязнения различных частей крупногабаритного оборудования могут иметь значительный разброс, в связи с чем возможно будет необходимо производить разделку такого оборудования на фрагменты, относящиеся к различным классам удаляемых РАО. Уточняющие измерения флуктуации уровней загрязнения плутонием по оборудованию проводятся с помощью коллимированного гамма-спектрометра по излучению ^{241}Am (E = 60 кэВ).

По крупногабаритным объектам необходимо внутри провести представительный пробоотбор отложений для определения величин «радионуклидного вектора», т.к. допускается не только вариабельность плотности загрязнения поверхностей, но и флуктуации отношения активностей радионуклидов плутония и ^{241}Am.

2.3. ОПРЕДЕЛЕНИЕ МОЩНОСТИ АМБИЕНТНОГО ЭКВИВАЛЕНТА ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Измерение мощности доз γ-излучения проводилось по регулярной сетке |x|м методом конверта на расстоянии 10 см. Для осуществления привязки мест измерений и отбора проб при радиационных обследованиях, необходимо подготовить картограммы помещений – копии строительных чертежей с разметкой в виде прямоугольной сетки с размерами 1м·1м с присвоением индивидуального номера каждому квадрату сетки. Полы и защитные покрытия помещений нужно разметить (например, с помощью краски, маркеров или мела) в соответствии с подготовленными картограммами. Схема обследования приведена ниже (Рисунок 1).

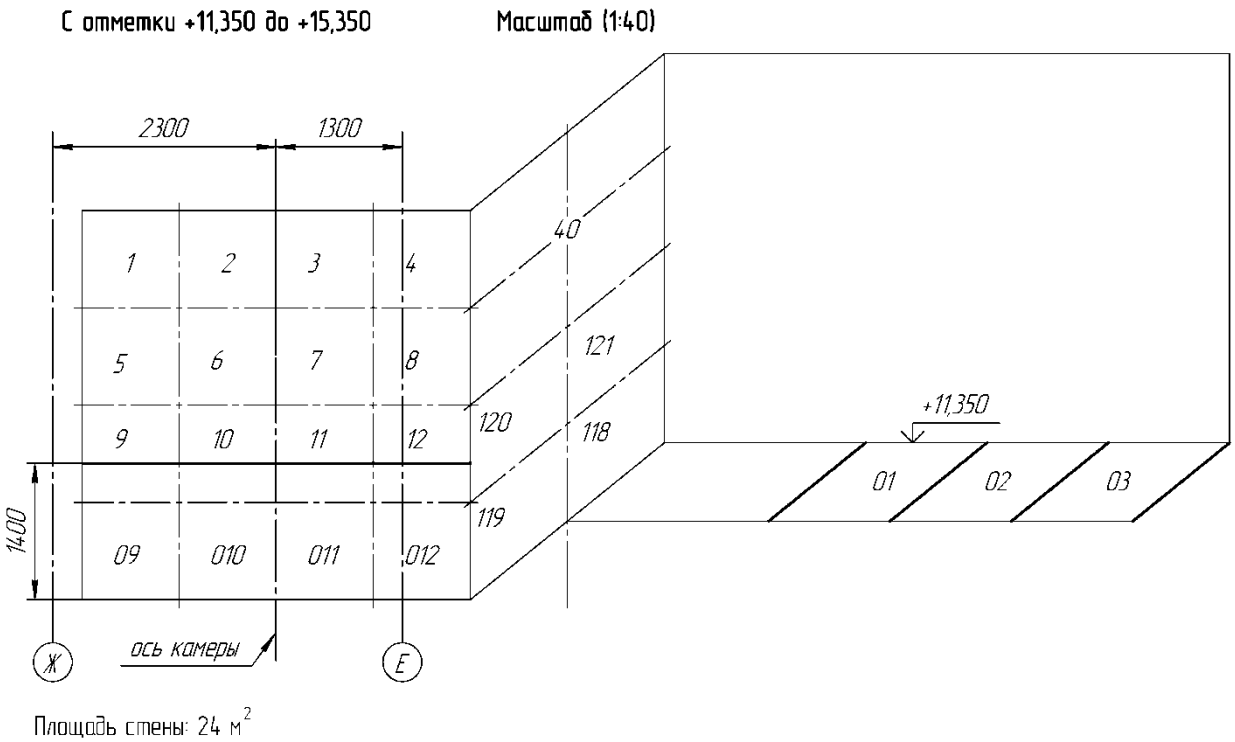


Рисунок 1 Картограммы - примеры разметки оборудования и помещений, подлежащих радиационному обследованию, на квадраты сетки со сторонами 1 м·1 м

Основные технические характеристики детекторов необходимых переносных приборов (на примере дозиметра-радиометра МКС-АТ 1117м) приведены в таблице 2.3

Таблица 2.3 Основные технические характеристики детекторов необходимых переносных приборов (на примере дозиметра-радиометра МКС-АТ 1117м):

- Блок детектирования гамма-излучения (БДКГ-01):	
Детектор	газоразрядный счетчик
Диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения	0,1 мкЗв·ч$^{-1}$ ÷ 10 Зв·ч$^{-1}$
Диапазон измерения амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения	0,1 мкЗв ÷ 10 Зв
Диапазон регистрируемых энергий	0,06 ÷ 3 МэВ
Габаритные размеры, масса	Ø54×255 мм, 0,42 кг
-Блок детектирования гамма-излучения (БДКГ-03):	
Детектор	сцинтиллятор NaI(Tl) Ø25х40 мм
Диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения	0,03 ÷ 300 мкЗв·ч$^{-1}$
Диапазон регистрируемых энергий	0,05 ÷ 3 МэВ
Габаритные размеры, масса	Ø60×295 мм, 0,6 кг

После проведения дезактивационных работ в помещениях для оценки их качества и гарантии отсутствия появления нового загрязнения в процессе возможного «вскрытия» источников загрязнения под слоем штукатурки (краски и т.д.) и их распространения проводится повторное радиационное обследование для поиска скрытого загрязнения.

При необходимости выполняется отбор мазка с поверхности полов/покрытий для определения «радионуклидного вектора». Для этого необходимо удостовериться в наличии снимаемого загрязнения на поверхности путем снятия сухого мазка. При наличии поверхностного загрязнения сделать отбор «мокрого» мазка.

2.4. ОЦЕНКА ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА

Индивидуальный дозиметрический контроль осуществляется в соответствии с методиками, утвержденными локальными нормативными актами АО «ВНИИНМ»:

- ФР.1.40.2016.24782 МВИ 1.2.5 (11) [46];
- ФР. 1.40.2016.24781 МВИ 12.9.7 (2) [47];
- ФР. 1.40.2016.24793 МВК 13.5 (31) [48];
- ФР. 1.40.2016.24800 МВК 6.3.4 (2) [49];
- Методика выполнения измерений активности альфа, бета-излучающих радионуклидов с использованием жидкосцинтилляционного спектрометрического комплекса типа СКС [50].

Индивидуальный дозиметрический контроль внешнего облучения осуществлялся с помощью индивидуальных дозиметров ДТЛ-02 с термолюминисцентными детекторами ДТГ-4 (на основе LiF, активированного Mg и Ti). Дозиметр ДТЛ-02 регистрирует индивидуальный эквивалент дозы фотонного излучения Hp (10) на глубине 1,0 г/см^2 в диапазоне энергий от 15 кэВ до 10 МэВ с нижним порогом регистрации 0,05 мЗв. Термолюминесцентные дозиметры ДТЛ-02 размещаются в нагрудном кармане работника, что обеспечивает фиксацию дозиметра на минимально возможном расстоянии от тела. Термовысвечивание детекторов ДТГ-4 проводится на дозиметрической установке ДВГ-02ТМ путем измерения операционной величины - эквивалента дозы фотонного излучения Hp (10) от 50 мкЗв до 10 Зв в диапазоне энергий фотонного излучения от 0,015 до 3 МэВ.

Контроль облучения хрусталиков глаз, кожи проводится с помощью дозиметров МКД тип А с термолюминесцентными детекторами ДТГ-4 и ТТЛД-580 (на основе бората магния и полимерной основы) на установке ДВГ-02ТМ.

Внутреннее облучение определяется расчетным путем с использованием данных радиационного контроля воздуха рабочих помещений.

2.5. ОБЪЕМЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Совокупный объем сопутствующих комплексных инженерно-радиационных обследований, проводимых в ходе работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б», приведен ниже (Таблица 2.4).

Таблица 2.4. Объем радиационного и дозиметрического контроля (2013-2017 гг.)

Наименование исследований	Количество измерений, точек/образцов		
	γ-излучение	α-излучение	β-излучение
Радиометрические	-	5546	5546
Жидкосцинтилляционная спектрометрия	-	21	21
Спектрометрические (анализ мазков, в т.ч. определение радионуклидных векторов)	740	148	148
МАЭД	5719	-	-
Активность радионуклидов в пробах материалов и грунта	140	1154	1154
ИДК	260		

Исследуются следующие параметры остаточного радиоактивного загрязнения объекта (корпуса «Б») которые в полной мере характеризуют эффективность проведенных дезактивационных работ:

– уровни α- и β- загрязнения поверхностей помещений (стены, полы);

– величина мощности эквивалентных доз в помещениях и в шурфах, пробуренных на глубину 5-10 см в строительных конструкциях (стены, полы);

– остаточная удельная активность радионуклидов в стройматериалах в помещениях.

На среднее помещение размером порядка 5х6 м^2 должно быть проведено несколько десятков измерений, оценка их количества приводится в Таблице 2.5.

Таблица 2.5. Общее количество измерений фоновых показателей в одном помещении

Вид обследования	Полы	На высоте 1 м	Стены	Всего
Измерение мощности эффективной дозы	24*	24	-	48
Измерение потоков α- и β-частиц с поверхностей	24	-	72	96

Примечание: * - производится на высоте 0,1 м от поверхности пола

Производилось бурение шурфов в ограждающих поверхностях и полах в количестве 3 шт. на исследуемую поверхность, таким образом, в каждом помещении отбирают по 15 проб.

Общее оценочное количество измерений по «условно-чистым» (фоновым) помещениям (всего 10-15 помещений):

– измерение мощности эффективной дозы: 480-720;

– измерение потоков α- и β- частиц с поверхностей: 960-1440;

– количество отобранных проб: 150-225.

Обследование радиационных параметров в «условно-грязных» (рабочих) помещениях корпуса «Б» включало следующие мероприятия:

- определение удельной активности радионуклидов с помощью передвижного γ-спектрометра с коллимированным детектором непосредственно в помещениях корпуса «Б»;

- оценка остаточных уровней α- и β-загрязнения;

- измерения МЭД по помещениям (выборочное обследование помещений I и II зоны);

- отбор проб строительных материалов из шурфов для спектрометрических исследований (10-15% от количества точек, выбранных для измерений МЭД и уровней α- и β-загрязнения);

- анализ полученных данных и их соответствие нормативным документами контрольным уровням.

Контроль загрязнения проводился согласно МУК 2.6.1.016-99 «Контроль загрязнения радиоактивными нуклидами поверхностей рабочих помещений, оборудования, транспортных средств и других объектов» [51], для помещений площадью 20-30 м требуется 11-15 точек контроля.

Расположение точек измерения МЭД по помещениям на высоте 0,1 м от пола располагается «конвертом», на высоте 1 м – только вдоль стен. Выборочное обследование помещений с повышенным уровнем загрязнения производился в соответствии со схемой зонирования (Приложение 1).

Контроль α- и β- загрязнения поверхностей внутренних стен рабочих помещений здания и полов также осуществляется «конвертом» по всем перечисленным плоскостям.

Оценка количества измерений при проведении радиационных обследовании рабочих помещений приводится в Таблице 2.3.

Таблица 2.6. Оценка объема измерений МЭД и потоков α- и β- загрязнения

Вид обследования	Полы	На высоте 1 м	Стены	Всего
Измерение мощности эфективной дозы	5	8	-	13
Измерение потоков α- и β- частиц с поверхностей	5	-	20	25

Общее оценочное количество измерений по рабочим помещениям, при условии, что будет обследовано порядка 200 помещений, из которых 32 (Приложение 2) более подробно (включая параллельное измерение и обследование при дезактивации):

– измерение мощности эффективной дозы: 800-1000;

– измерение потоков α- и β- частиц с поверхностей: 5000-6000;

– количество отобранных проб: 500-600.

Лабораторные исследования суммарного содержания альфа- и бета-излучателей в отобранных пробах проводятся на низкофоновых радиометрах.

Порядка 10% от общего количества проб строительных материалов в количестве 70-100 образцов по результатом предварительного определения содержания альфа- и бета-излучателей анализируют методом ЖС-спектрометрии (с обязательным использованием программных средств расшифровки непрерывных спектров RadSpectraDec).

Методом альфа- спектрометрии с радиохимической подготовкой анализируют 15-20 проб (по самым загрязненным помещениям) на содержание альфа-излучающих радионуклидов плутония.

2.6. МЕТОДЫ ОЦЕНКИ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ РАО

2.6.1. Оценка на основе измерений с помощью гамма-спектрометров

Определение удельной активности РАО в целях характеризации и дальнейшей паспортизации выполняется на специально организованном участке. В основном объектом паспортизации являлись упаковки отходов, размещенных в стандартные 200 – литровые стальные бочки (внутренний диаметр - 590 мм, высота - 845 мм, толщина стенки - 2 мм, материал – Ст 3).

Определение полного состава радионуклидов в РАО, включая содержание альфа-излучателей, не имеющих легко регистрируемого гамма-излучения, осуществляется с использованием радионуклидных векторов.

Технические характеристики измерительного комплекса по паспортизации РАО (на примере оборудования Canberra):

- блок детектирования на основе детектора GX (относительная эффективность регистрации в пике 1332 кэВ ≥ 40%, отношение «Пик/Комптон» 62:1 или лучше);
- стандартная защита ISOCS – ISHIELD;
- InSpector-2000 - портативный МКА с цифровым сигнальным процессором (модель 1300);
- базовое программное обеспечение Genie-2000 для одновходовых систем;
- программное обеспечение Genie-2000 по анализу гамма-спектров и интерактивной подгонке пиков;
- программное обеспечение расчёта калибровки по эффективности в полевых условиях ISOCS;
- весы стержневые электронные ВСП4-3000С (с ценой деления 1 кг, max. 3 000 кг, min. 20 кг).

2.6.2. Оценка по активности бета-излучателей

Прямые приборные измерения плотностей потоков альфа- и бета-излучения с помощью переносных радиометров позволяют проводить оценки удельной активности РАО, в состав которых входят непористые и слабопористые материалы.

Для проведения измерений необходимо использовать переносные радиометры с диапазоном измерения плотности потока бета-частиц $1 \div 5 \cdot 10^5$ мин$^{-1}$·см$^{-2}$.

Активность бета-излучателей в составе радиоактивного загрязнения по результатам измерений плотности потока бета-излучения определяется по формуле:

$A_\beta = A_{s\beta} \cdot S$,

где $A_{s\beta}$– поверхностная активность бета-излучателей, Бк/см^2;

S – площадь радиоактивного загрязнения (максимальное значение оценивается по результатам измерений площади обследуемого объекта, фактическое – по результатам измерения площади загрязнения).

$A_{s\beta} = \Phi_\beta/30$,

где Φ_β – максимальное измеренное значение плотности поверхностного радиоактивного загрязнения, част./(мин·см^2);

30 – коэффициент перехода от величины потока бета-излучения в угол 2π в единицах част./мин, регистрируемого детектором при прямом методе измерений, к активности поверхностного загрязнения в единицах Бк (расп./с).

Масса малогабаритного объекта определяется путем его взвешивания на почтовых весах (для объектов весом до 20 кг) и весах стержневых электронных ВСП4-3000С (для объектов весом более 20 кг).

Масса крупногабаритного объекта (или его фрагментов) определяется по технической документации на объект или расчетным путем как произведение плотности объекта на его объем.

Удельную активность бета-излучателей в РАО (обследуемом объекте) определяют по формуле:

$A_{m\beta} = A_\beta/m$,

где A_β – активность бета-излучателей в малогабаритном объекте, Бк;

m – масса РАО (обследуемого объекта), г.

Для оценки на основе бета-радиометрических измерений активности отдельных альфа-излучателей и их суммарной активности (путем умножения величины A_β на соответствующий радионуклидный вектор) требуются следующие радионуклидные векторы, определяемые методами лабораторного анализа проб:

^{239}Pu / «суммарная активность бета-излучателей»

(^{239}Pu+^{240}Pu) / «суммарная активность бета-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu) / «суммарная активность бета-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am) / «суммарная активность бета-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am+^{237}Np) /«суммарная активность бета-излучателей»

«суммарная активность альфа-излучателей» / «суммарная активность бета-излучателей»

Полученные результаты наряду с измеренными значениями плотностей потока бета-излучения использовались для предварительной сортировки и категорирования радиоактивных отходов в соответствии с п. 3.4 (таблица 3.1) и п. 3.5 (таблица 3.2) СП 2.6.6.1168-02 "Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002)".

2.6.3. Оценка по активности альфа-излучателей

Для проведения измерений необходимо использовать переносные радиометры с диапазоном измерения плотности потока альфа-частиц - $0{,}1 \div 10^5$ мин$^{-1}$·см$^{-2}$.

Активность альфа-излучателей в составе радиоактивного загрязнения по результатам измерений плотности потока альфа-излучения определяют по формуле:

$A_\alpha = A_{s\alpha} \cdot S$,

где $A_{s\alpha}$ – поверхностная активность альфа-излучателей, Бк/см^2;

S – площадь радиоактивного загрязнения (максимальное значение оценивается по результатам измерений площади объекта, фактическое – по результатам измерения площади загрязнения).

Для непористых материалов:

$A_{s\alpha}=\Phi_{\alpha ист}/30 = k\times\Phi_{\alpha изм}/30$,

Для слабопористых материалов:

$A_{s\alpha}=\Phi_{\alpha ист}/30 =k\times k_1\times\Phi_{\alpha изм}$,

где $\Phi_{\alpha ист}$ – истинное значение плотности потока альфа-излучения, част./(мин·см^2);

$\Phi_{\alpha изм}$ – максимальное измеренное значение плотности потока альфа-излучения, част./(мин·см^2);

30 – коэффициент перехода от величины потока альфа-излучения в угол 2π в единицах част./мин, регистрируемого детектором при прямом методе измерений, к активности поверхностного загрязнения в единицах Бк (расп./с);

k = 10 – поправочный коэффициент, учитывающий поглощение альфа-излучения в слое радиоактивного загрязнения и (или) в слое «неактивного» загрязнения, расположенного над радиоактивным загрязнением. Значение коэффициента уточняется в процессе лабораторного анализа проб;

k_1 = 1,72 – поправочный коэффициент, учитывающий распределение загрязнения по глубине слабопористого материала [45].

Удельную активность альфа-излучателей в РАО (обследуемом объекте) определяют по формуле:

$A_{m\alpha} = A_\alpha / m$,

где A_α – активность альфа-излучателей в РАО (обследуемом объекте), Бк;

m – масса РАО (обследуемого объекта), г.

Для расчетной оценки на основе альфа-радиометрических измерений активности отдельных альфа-излучателей (путем умножения величины A_α на соответствующий радионуклидный вектор) требуются следующие радионуклидные векторы, определяемые методами лабораторного анализа проб:

^{239}Pu / «суммарная активность альфа-излучателей»

(^{239}Pu+^{240}Pu) / «суммарная активность альфа-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu) / «суммарная активность альфа-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am) / «суммарная активность альфа-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am+^{237}Np) /«суммарная активность альфа-излучателей»

Полученные результаты наряду с измеренными значениями плотностей потока альфа-излучения использовались для предварительной сортировки и категорирования РАО.

2.6.4. Оценка на основе отбора и лабораторного анализа проб

Пробы РАО отбираются непосредственно из стандартных 200 – литровых бочек с РАО, прошедших процедуру характеризации. Отбор проб осуществляется из каждой 10-й бочки. Цель отбора проб и их последующего лабораторного анализа - проверка результатов определения удельной активности РАО по данным гамма-спектрометрических измерений реперных радионуклидов (п. 2.6.1), и по данным прямых приборных измерений плотностей потоков альфа- и бета- излучения (п.п. 2.6.2, 2.6.3), включая расчеты с использованием значений радионуклидных векторов. В случае несоответствия результатов определения удельной активности РАО, определенной в соответствии с п.п. 2.6.1-2.6.3, и методами лабораторного анализа проб, выясняются причины расхождений и вносятся корректировки в расчеты и (или) измерения. В случае отсутствия «несовпадений» при обследовании 50 бочек с РАО, частота выборочных анализов проб может быть сокращена до контроля одной бочки из 20.

3. ОБОСНОВАНИЕ ЦЕЛЕСООБРАЗНОСТИ МАКСИМАЛЬНО БЕЗОПАСНОЙ ТЕХНОЛОГИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В главе 1 убедительно показана важность принятия различных решений при выводе из эксплуатации РОО [6, 52].

Под выводом из эксплуатации понимают комплекс организационных, инженерно-технических, экологических и социальных мероприятий, направленных на восстановление среды обитания, нормальных условий для работы персонала и проживания населения [2, 53-59].

Конечная цель вывода из эксплуатации – дезактивация объекта, рекультивация территорий, локализация радиоактивных и токсических веществ.

Отсутствие четких рекомендаций в законодательных документах и подходов к решению финансовых вопросов способствует тому, что в каждом конкретном случае приходится принимать административные решения и согласовывать их с многочисленными контролирующими организациями.

Существуют следующие проблемы:

- первая – отсутствие производных допустимых уровней остаточной активности рабочих поверхностей после дезактивации, МАЭД производственных помещений территорий промышленных площадок, периодичности радиационного контроля;

- вторая – экономическая: затраты на проведение работ по выводу из эксплуатации, реабилитации территории и радиационному контролю.

Для решения перечисленных проблем нами разработан алгоритм принятия управленческих, экономических решений (Рисунок 2), исходя их которого нами выделено четыре основных варианта вывода их эксплуатации РОО.

Реновация – комплекс организационных, технических и технологических мероприятий, направленных на обновление и восстановление утративших свои первоначальные свойства в результате физического и морального износа инфраструктуры и технических средств.

Конверсия – это изменение целевого назначения основных сооружений, зданий, инженерных систем и оборудования предприятия (объекта) после вывоза ОЯТ и РАО, приведение их в радиационно безопасное состояние для ведения иных видов практической деятельности с источниками ионизирующего излучения;

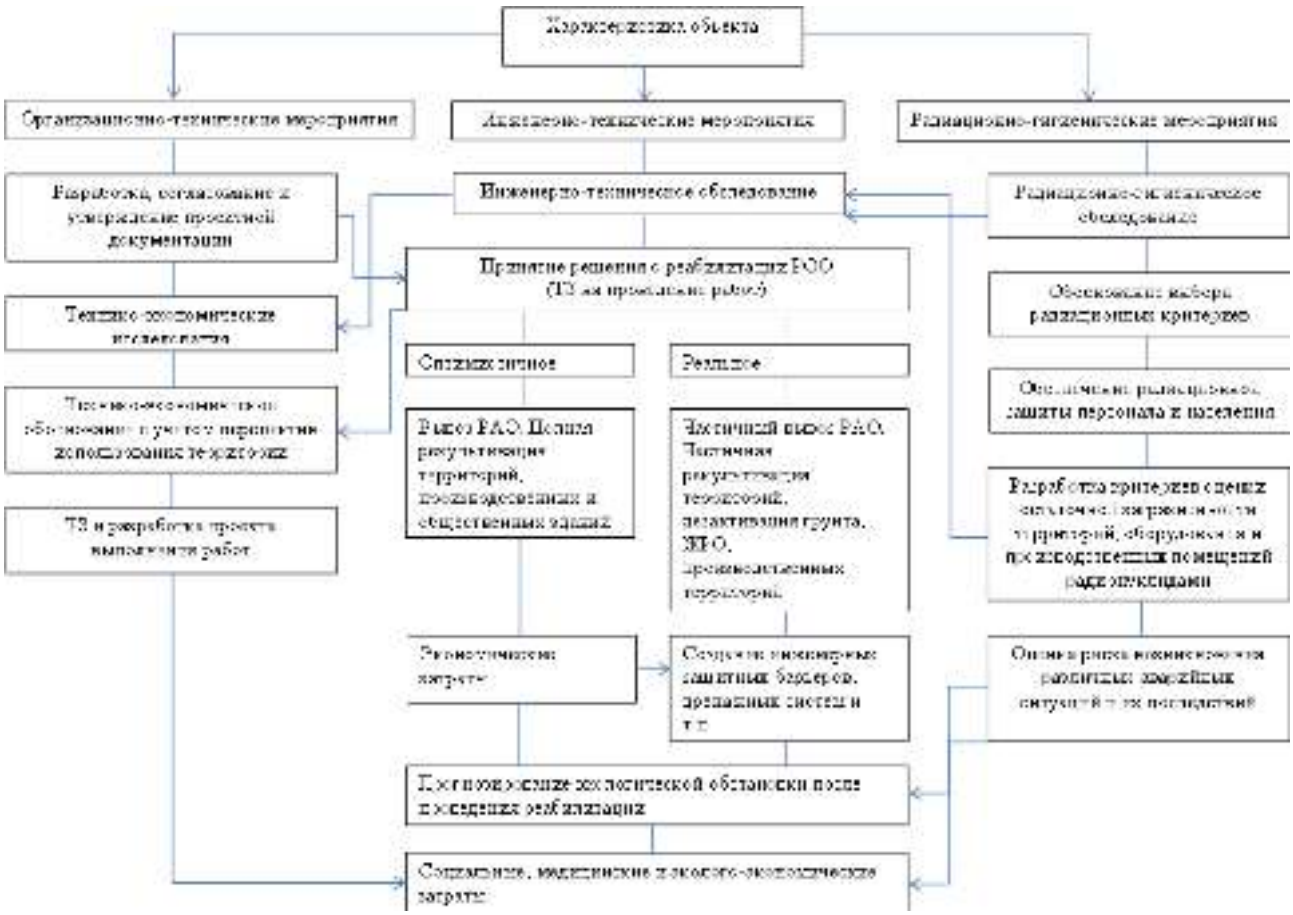


Рисунок 2 Алгоритм принятия управленческих и экономических решений при выводе из эксплуатации РОО

Консервация объекта и площадок – это комплекс организационных, технических и технологических мероприятий, направленных на предотвращение или ограничение выхода радионуклидов в окружающую среду из элементов инфраструктуры, зданий, сооружений, технических средств и создание радиационно безопасных условий в процессе долговременного хранения;

Ликвидация объекта и реабилитация площадок с последующим общепромышленным использованием освободившейся территории – это комплекс организационных, технических и технологических мероприятий по обследованию, дезактивации, демонтажу, хранению и захоронению элементов инфраструктуры, зданий, сооружений и технических средств после прекращения их использования по прямому назначению в качестве РОО.

Выбор этих вариантов зависит от проектных решений, технико-экономических, социальных и экономических условий [54, 56, 57].

Рассмотрим алгоритм принятия управленческих решений на примере АО «ВНИИНМ» и АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [112].

Выводу из эксплуатации предшествовали составление проектной документации на проведение этих работ и ее утверждение соответствующими органами. Выбор направления деятельности по выводу из эксплуатации осуществлен эксплуатирующей организацией на основе технико-экономических исследований, целью которых является анализ целесообразности и технической реализуемости возможных вариантов перспективы использования реабилитируемых территорий, производственных и общественных зданий, оборудования и т.д.

Организационно-технические мероприятия проводились нами в два этапа:

- принятие решения об окончательной остановке деятельности РОО (разработка программы вывода из эксплуатации);

- подготовка (закрытие) к выводу из эксплуатации и получение лицензии на проведение указанных работ.

После принятия решения эксплуатирующая организация разрабатывает концепцию вывода РОО, в которой на основе проектной документации рассмотрены возможные варианты проведения реабилитационных работ, дезактивации помещений.

Технико-экономические исследования, проводимые нами, включали:

- радиационную оценку состояния технологических помещений, оборудования, крупногабаритных конструкций, уровней снимаемого и фиксированного загрязнения стен, полов, определения радионуклидного состава загрязнений;

- оценку возможного использования «чистых» помещений при проведении дезактивационных и рекультивацинных работ;

- оценку гидрогеологических параметров и грунтовых вод для прогнозного анализа миграции радионуклидов.

3.1. ОБОСНОВАНИЕ НАУЧНЫХ ПОДХОДОВ К ОЦЕНКЕ ОБЪЕМОВ РАО

3.1.1. Характеристика объекта исследований

3.1.1.1. Историческая справка, концепция вывода из эксплуатации

Исследовательский корпус «Б» построен в 1945 г. и является одним из старейших корпусов ОАО «ВНИИНМ». Корпус находится на промплощадке № 1 территории ОАО «ВНИИНМ».

Объект расположен в густонаселенном районе г. Москвы, имеет значительные количества радионуклидов в накопленных РАО, при этом помещения, оборудование и спецкоммуникации представляют потенциальную опасность для персонала, населения и

окружающей среды, что требовало значительных затрат на поддержание корпуса в безопасном эксплуатационном режиме.

Данная территория со всех сторон окружена плотной жилой застройкой.

При проектировании, постройке и инженерно-техническом обеспечении корпуса не предусматривались работы с радиоактивными материалами и, следовательно, не учитывался характер работ, вид излучений и уровень активности, при которых они будут проводиться.

В дальнейшем (1950-1975 гг.) проводилась реконструкция помещений с целью создания лабораторий для проведения работ с открытыми источниками излучений.

Лаборатории создавались хаотично, и на освободившихся площадях, что привело к нарушению важнейшего принципа обязательного сосредоточения работ с радиоактивными веществами в одной части здания.

Корпус представляет собой отдельно стоящее шестиэтажное здание с подвалом, площадь застройки – 2407 м^2, общая площадь помещений – 7469 м^2, объем составляет 40369 м^3. Корпус оборудован системами электроснабжения, отопления, спецканализации, спецвентиляции и газоочистки, водопроводом, имеется лифт. Физический износ корпуса, рассчитанный в 2006 году, составлял 58%.

Эксплуатация корпуса осуществлялась более 60 лет, в течение которых в рамках оборонных и народно-хозяйственных программ выполнялись лабораторные стендовые и опытно-промышленные экспериментальные работы с использованием различных ядерных материалов, радиоактивных веществ и источников ионизирующих излучений. В частности, проводились работы со следующими нуклидами: Th-232, U-235, Np-237, U-238, Pu-239, Am-241, Co-60, Sr-90, Tc-99, Ru-106,Cs-137, Th-234, Pa-234, Ac-228 [100].

Срок эксплуатации ядерного объекта корпуса «Б» на основании НП-024-2000 определен тридцатью годами. К моменту начала комплекса работ по выводу из эксплуатации данный срок был превышен в два раза.

Вывод из эксплуатации корпуса предполагалось осуществить на вариантной основе, представленной в Концепции вывода из эксплуатации, разработанной в соответствии с календарным планом Государственного контракта Н.4п.23.04.08.188 от 18.02.08 с учетом основных положений Концепции оптимизации площадей института.

Рассмотрены и обоснованы три варианта вывода корпуса из эксплуатации. Для каждого из вариантов представлены сроки реализации и стоимость основных

мероприятий. Выбор варианта был осуществлен на этапе завершения подготовки к выводу из эксплуатации на основании комплексного анализа многих факторов, в том числе финансовой обеспеченности проекта. Окончательно принят вариант вывода из эксплуатации, заключающийся в ликвидации корпуса с реабилитацией площадки застройки до состояния, обеспечивающего использование территории с учетом ограничений накладываемых нахождением площадки в границах санитарно-защитной зоны (СЗЗ) предприятия.

В соответствии с проектной документацией, в разработке которой мы приняли непосредственное участие, работы по выводу из эксплуатации включают следующие этапы:

- первый этап (подготовительный):
  - а) организация погрузочно-разгрузочной площадки у корпуса «Б»;
  - б) реконструкция санпропускника;
  - в) реконструкция помещений для организации узла обращения с химреактивами и «чистыми» отходами;
  - г) освобождение помещений стенда от оборудования;
  - д) реконструкция помещений стенда для организации узла обращения с РАО;
- второй этап (основной):
  - а) удаление химреактивов из помещений;
  - б) удаление чистых отходов;
  - в) дезактивация и демонтаж технологического оборудования и трубопроводов;
  - г) дезактивация и демонтаж инженерных сетей;
  - д) дезактивация помещений;
- 3 этап (заключительный):
  - а) демонтаж строительных конструкций всего здания, включая фундамент;
  - б) реабилитация территории.

3.1.1.2. Исходные данные: результаты комплексного инженерно-радиационного обследования

В рамках работ по выводу из эксплуатации исследовательского корпуса «Б» АО «ВНИИНМ» было проведено очередное уточняющее комплексное инженерно-радиационное обследование корпуса после удаления из корпуса ЯМ и проведения

первоочередных подготовительных мероприятий. За 3 года с момента проведения последнего КИРО в 2010 году радиационная обстановка в корпусе изменилась в худшую сторону, образовалось значительное количество РАО в результате подготовительных работ по ВЭ, изменилось количество хранящихся химреактивов и т.д. Поэтому уточненное КИРО было направлено на актуализацию следующих данных: поверхностное загрязнение строительных конструкций, полов, лакокрасочных покрытий помещений, внешних поверхностей боксов, сетей спецканализации и спецвентиляции; количество, номенклатура и массогабаритные характеристики размещенного в помещениях оборудования; количество, масса и типы предполагаемых РАО; количество оставшихся в помещениях химреактивов, инженерное состояние строительных конструкций корпуса, инженерное состояние систем жизнеобеспечения и спецкоммуникаций.

Анализ документации

В результате анализа проектной и эксплуатационной документации корпуса установлено, что в 90% лабораторных помещений находятся несортированные химические реактивы широкой номенклатуры общей массой около 16 тонн и общим объемом до 11 м^3. В лабораторных и производственных помещениях корпуса находится различное технологическое оборудование как радиационно, так и химически загрязненное.

Инженерное обследование строительных конструкций и систем

Проведено инженерное обследование строительных конструкций и систем корпуса. Выявлен значительный износ элементов систем жизнеобеспечения и спецсистем корпуса. Некоторые элементы систем корпуса находятся в нерабочем и аварийном состоянии и не отвечают требованиям нормативных документов по обеспечению безопасности работ с радиоактивными материалами, от 30 до 50% элементов систем жизнеобеспечения и спецсистем находятся в нерабочем и аварийном состояниях и не отвечают требованиям нормативных документов по обеспечению безопасности работ с радиоактивными материалами. Показано, что для обеспечения безопасности проведения работ по подготовке корпуса к выводу из эксплуатации в перечень осуществляемых срочных работ требовалось включение модернизации и дооснащения спецсистем корпуса.

Радиационное обследование помещений

Проведенное радиационное обследование помещений корпуса выявило множество участков, помещений и технологического оборудования, имеющих значительные загрязнения α - излучающими нуклидами и прежде всего плутонием-239.

Из результатов оценки состояния альфа-загрязнения помещений каждого этажа корпуса «Б» следует, что на ~ 60-80 % площади альфа-загрязнение не обнаружено, на ~ 20-40 % имеется загрязненность в пределах 1-5 част/(мин·см^2), на ~ 1-4 % загрязненность составляет 5-20 част/(мин·см^2), на ~ 1-3 % площади– 20-50 част/(мин·см^2), на ~ 1 % площади – 50-200 част/(мин·см^2), загрязненность > 200част/(мин·см^2) не обнаружена (см. картосхемы в Приложении 1).

Из результатов оценки состояния бета-загрязнения помещений на каждом этаже корпуса «Б» следует, что на ~ 60-70 % всей площади корпуса, кроме чердака бета-загрязнение не обнаружено, на ~ 10-20 % имеется загрязненность в пределах 10-100 част/(мин·см^2) (на чердаке 77%), на ~ 1-16 % загрязненность составляет 100-200 част/(мин·см^2), на ~ 6-21 % площади – 200-2000 част/(мин·см^2), на ~ 1-17 % площади – 2000-10000 част/(мин·см^2), >10000 обнаружено только в одном помещении 25000част/(мин·см^2) (см. картосхемы в Приложении 1).

Радиационная обстановка в менее 1% помещений корпуса характеризуется как фоновая (чистая), в ~ 70% - как «условно чистая» (альфа- и бета-загрязнение менее 5 и 20 частиц/(мин·см^2) соответственно, МЭД менее 0,6 мкЗв/ч), в ~ 30% - как нарушенная (альфа- и бета-загрязнение выше 5 и 20 частиц/(мин·см^2) соответственно, МЭД более 0,6 мкЗв/ч) (см. картосхемы в Приложении 1).

Суммарная площадь «условно чистых» помещений составляет ~ 5000 м^2, с нарушенной радиационной обстановкой ~ 2500 м^2. В помещениях преимущественно преобладает снимаемое поверхностное радиоактивное загрязнение, в коридорах – неснимаемое.

Радиационное обследование строительных конструкций и систем

В результате проведенного радиационного обследования выявлены участки значительного глубинного загрязнения строительных конструкций α - излучающими нуклидами, в т.ч. плутонием-239 (Приложение 3).

Радиационное обследование прилегающей территории

Проведено радиационное обследование прилегающей территории, которое выявило четыре локальных малоразмерных участка радиоактивного загрязнения (УРЗ).

УРЗ № 1 расположен с южной стороны здания, на расстоянии 9 метров от стены, практически напротив центрального входа в корпус. Участок грунта 2 $м^2$, мощность дозы – 0,65 мкЗв/час, по β - 70 част/(мин·$см^2$).

УРЗ № 2 расположен с восточной стороны здания, на расстоянии 1 метра от стены. Участок грунта 1 $м^2$ с металлической конструкцией, мощность дозы – 1,05 мкЗв/час, по β - 20 част/(мин·$см^2$).

УРЗ № 3 расположен с западной стороны здания, на расстоянии 2 метров от стены. Представляет собой асфальтированную поверхность 2 $м^2$ с небольшим количеством строительного мусора, мощность дозы – 0,45 мкЗв/час, по β – 180 част/(мин·$см^2$).

УРЗ № 4 расположен с северной стороны здания, на расстоянии 5 метров от стены. Участок грунта 2 $м^2$ с бетонной плитой, мощность дозы – 0,50 мкЗв/час, по β - 220 част/(мин·$см^2$). В связи с тем, что измерения проводились над бетонной плитой, уровни активности могут быть выше, суммарная площадь загрязнения не превышает 7 $м^2$.

Оценка радиационной ситуации в корпусе

При проведении оценки радиационной ситуации нами оценивались суммарная и удельная активности, радионуклидный состав и агрегатное состояние радиоактивных веществ (РВ) и РАО, находящихся в помещениях корпуса. Количество ТРО в виде радиационно-загрязненного оборудования, трубопроводов, элементов инженерных сетей оценивается в 1000 $м^3$, в виде радиационно загрязненных строительных конструкций составляло 1350 $м^3$, радиационно загрязненного грунта – 500 $м^3$, ЖРО 30 $м^3$. Оценочная суммарная активность РВ и РАО, находящихся в корпусе, составляет по альфа-излучающим нуклидам $8{,}3 \cdot 10^9$ Бк, по бета- и гамма-излучающим нуклидам $1{,}3 \cdot 10^{10}$ Бк. Составлены поэтажные планы размещения загрязненного оборудования.

По результатам проведенного КИРО был сделан вывод, что оптимальным вариантом вывода из эксплуатации корпуса является его ликвидация (с учетом степени износа для строительных конструкций 58%, для элементов системы жизнеобеспечения - от 30 до 50%).

3.1.1.3. Специфика радионуклидного загрязнения помещений

На первом этапе работ по удалению РАО из помещений корпуса был проведен подробный анализ радионуклидов, содержащихся в удаляемой химической посуде (стаканы, колбы, бутыли, банки, эксикаторы и т.д.) а также в упаковках с сухими реагентами. Полученные результаты дали полную информацию о радионуклидном загрязнении, которое можно ожидать при проведении работ по удалению материалов, демонтажу оборудования и дезактивации помещений.

В 35 из 38 помещений, из которых удаляли открытые радионуклидные источники, проводили работы с ураном различного изотопного соотношения, в 18 - плутонием и ^{241}Am (в основном являющимся продуктом распада ^{241}Pu), в 12 – нептунием ^{237}Np, в 11 – гамма-излучателями (осколками деления, продуктами активации) – ^{137}Cs, ^{152}Eu, ^{154}Eu, ^{60}Co [60, 100].

Таким образом, основной проблемой характеризации радионуклидного состава РАО является разработка подходов к экспрессному высокопроизводительному определению содержания в них альфа-излучающих радионуклидов. Если для большинства изотопов применение традиционных методов характеризации РАО, основанных на регистрации гамма-излучения, позволяет их уверенно идентифицировать и определять на достаточно низком уровне (по собственному излучению или по дочерним продуктам), то для прямого определения плутония чувствительности данного метода недостаточно.

Плутоний определялся по дочернему радионуклиду ^{241}Am, который накапливается при β-распаде ^{241}Pu. По результатам анализа радионуклидного загрязнения химических реагентов и открытых радионуклидных источников, предварительно удаленных из помещений, отношения активностей ^{239}Pu/^{241}Am варьируют от единиц до нескольких тысяч.

В то же время можно предположить, что для радиохимических исследований и отработки технологии (что повлекло основное загрязнение крупногабаритного оборудования, инженерных коммуникаций и материалов строительных конструкций) в лабораториях использовали в основном плутоний, полученный в промышленных реакторах, т.к. моноизотопные продукты ^{239}Pu или ^{240}Pu высокой чистоты (более 99%) получают методом масс-сепарации, их стоимость весьма высока. Только моноизотоп^{238}Pu может быть получен другим методом – облучением в реакторе ^{237}Np.

Известно, что плутоний, полученный промышленных реакторах, на момент выделения содержит в массовых долях ^{240}Pu – 5,0%, ^{241}Pu – 0,23÷0,40% [61]. Из ^{241}Pu происходит накопление ^{241}Am. Результаты проведенных нами расчетов изменения активности радионуклидов плутония ^{239}Pu, ^{241}Pu и накопления ^{241}Am для, а также отношений активностей ^{239}Pu/^{241}Am для минимального и максимального содержания ^{241}Pu приведены в Таблице 3.1 и в графическом варианте представлены на Рисунке 3. Расчеты приведены для массы плутония 1 мкг.

Из представленных данных следует, что для оценки содержания плутония в РАО, как наиболее вероятные можно использовать соотношения активностей ^{239}Pu/^{241}Am в интервале значений 5,0 – 10. Этот параметр уточнен нами с помощью использования альфа-спектрометрии и радиохимических методов и жидкостной сцинтилляционной спектрометрии. Инструментальный контроль характеристик РАО включал также и бета-радиометрию, гамма- (рентгеновскую) спектрометрию с использованием переносных и стационарных радиометров.

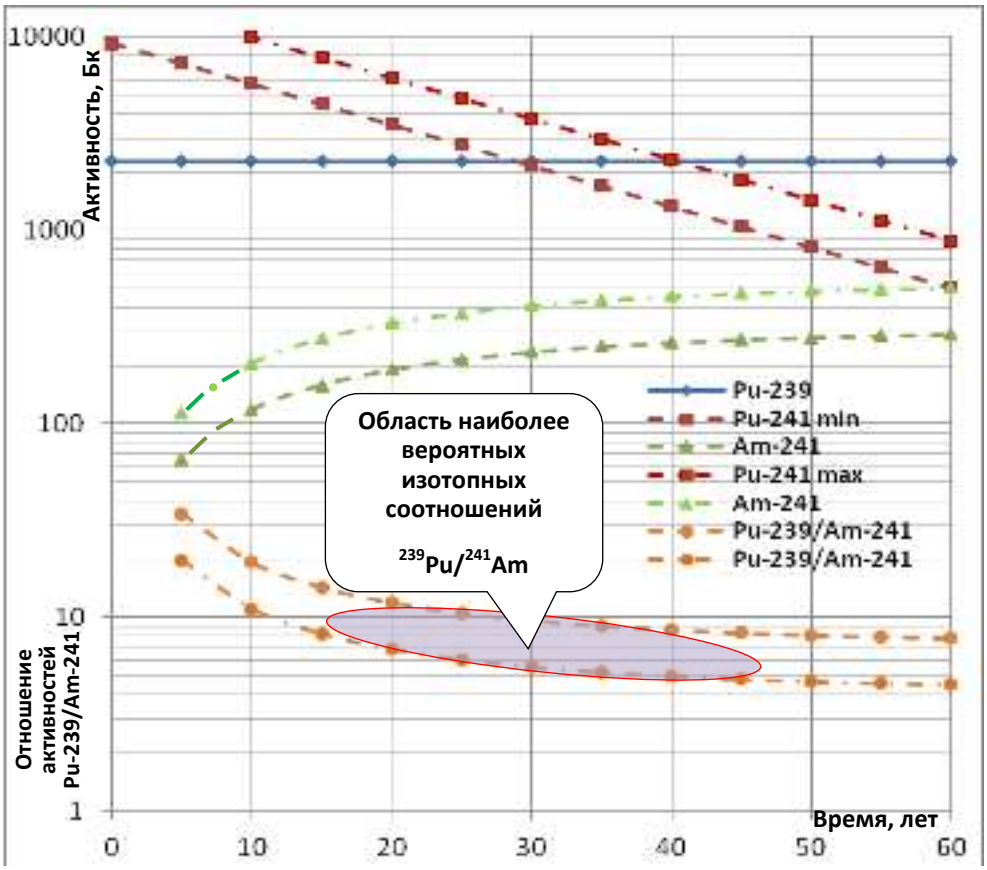


Рисунок 3 Изменение активностей изотопов плутония, (массовая доля ^{241}Pu – 0,23 и 0,40%, ^{240}Pu – 5,0%), накопление ^{241}Am и изменение изотопных отношений ^{239}Pu/^{241}Am

Таблица 3.1. Изменение активностей изотопов плутония, полученного в промышленных реакторах (массовая доля ^{241}Pu – 0,23 и 0,40%, ^{240}Pu – 5,0%), накопление ^{241}Am

t, лет	^{239}Pu, Бк/мкг	^{241}Pu$_{min,}$(0,23%), Бк	Накопление ^{241}Am, Бк	^{239}Pu/^{241}Am	^{241}Pu$_{max,}$(0,40%), Бк	Накопление ^{241}Am, Бк	^{239}Pu/^{241}Am
0	2270	9249	0		16086	0	
5	2270	7258	66	**34,5**	12623	115	**19,8**
10	2269	5695	118	**19,3**	9905	204	**11,1**
15	2269	4469	158	**14,4**	7773	275	**8,3**
20	2269	3507	190	**11,9**	6099	330	**6,9**
25	2268	2752	215	**10,6**	4786	374	**6,1**
30	2268	2159	234	**9,7**	3756	408	**5,6**
35	2268	1695	250	**9,1**	2947	434	**5,2**
40	2267	1330	262	**8,7**	2313	455	**5,0**
45	2267	1043	271	**8,4**	1815	472	**4,8**
50	2267	819	279	**8,1**	1424	485	**4,7**
55	2266	642	285	**8,0**	1117	495	**4,6**
60	2266	504	289	**7,8**	877	503	**4,5**

3.1.2. Научное обоснование применения экспрессных методов альфа- и гамма-спектрометрии для оценки объемов РАО

3.1.2.1. Оценка суммарной активности радионуклидов переносными радиометрами: моделирование прохождения, расчет эффективности регистрации альфа-частиц

Схема модели, представляющей регистрацию альфа-частиц детектором, по которой проводили расчеты эффективности регистрации для различных условий (радионуклидный состав альфа-излучателей, вещественный состав счетного образца, толщина излучающего слоя, наличие дополнительной защитной пленки на блоке детектирования), представлена на Рисунке 4 [62].

Исходные условия: имеется счетный образец из какого-либо вещества в виде диска радиусом r_c толщиной h, над которым находится детектор альфа-частиц радиусом r_d. Входное окно детектора альфа-частиц представляет собой тонкий слой вещества толщиной h_2. Между счетным образцом и входным окном детектора имеется слой воздуха толщиной h_1. Поверхности счетного образца и входного окна детектора плоские и взаимно параллельны. Центры счетного образца и входного окна детектора лежат на

нормали к поверхности счетного образца. В счетном образце равномерно распределен радионуклид, испускающий альфа-частицы с энергией *E*. Все альфа-частицы, прошедшие входное окно, регистрируются детектором (беспороговый радиометр). Радиусы счетного образца и детектора много больше пробега альфа-частиц в веществе счетного образца. Требуется определить эффективность регистрации альфа-частиц, образовавшихся в счетном образце.

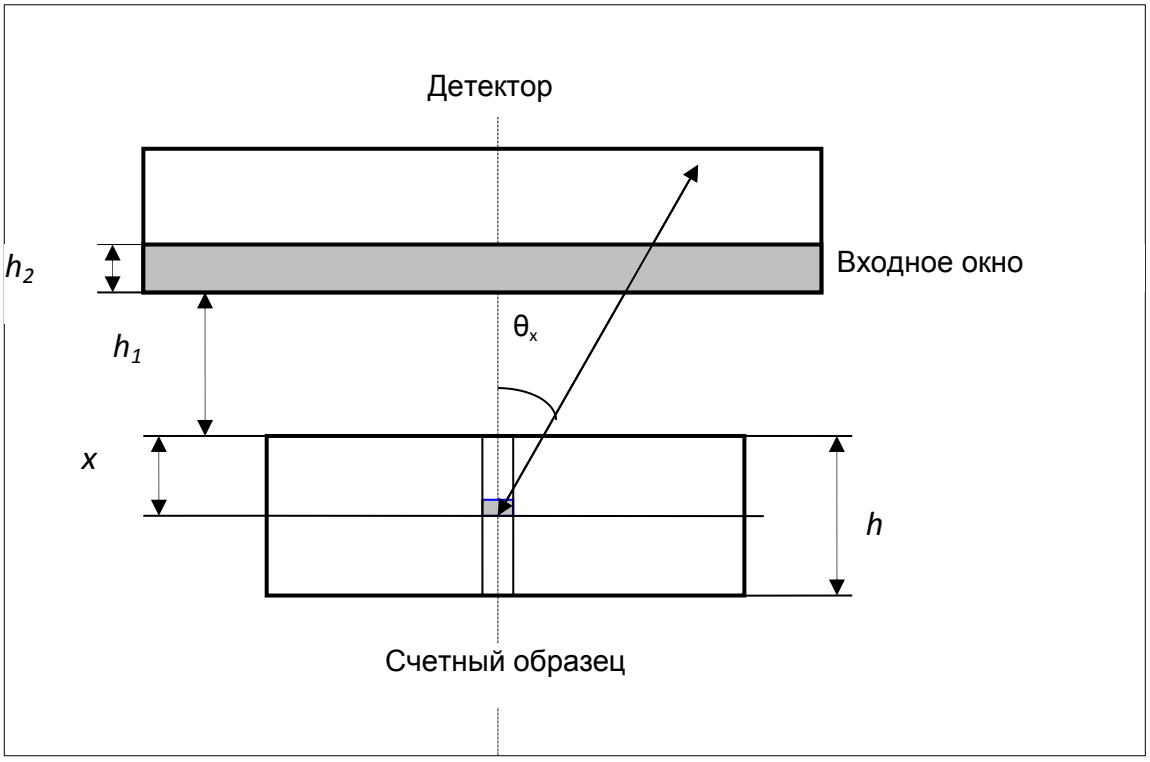


Рисунок 4 Модель, учитывающая типы взаимодействия альфа-частиц, излучаемых счетным образцом, до момента регистрации детектором.

Поставленная задача имеет аналитическое решение при следующих дополнительных условиях:

средний пробег альфа-частиц с энергией *E* в веществе счетного образца равен *R*;

средний пробег альфа-частиц с энергией *E* в воздухе равен R_1;

средний пробег альфа-частиц с энергией *E* в веществе входного окна равен R_2;

средняя тормозная способность вещества счетного образца $\overline{\left[\frac{dE}{dx}\right]} = \frac{E}{R}$;

средняя тормозная способность воздуха $\overline{\left[\frac{dE}{dx}\right]_1} = \frac{E}{R_1}$;

средняя тормозная способность вещества счетного образца $\overline{\left[\frac{dE}{dx}\right]_2} = \frac{E}{R_2}$;

потери энергии ΔE при прохождении альфа-частицы в счетном образца, воздухе и входном окне прямо пропорциональны средним тормозным способностям вещества счетного образца $\overline{\left[\frac{dE}{dx}\right]}$, воздуха $\overline{\left[\frac{dE}{dx}\right]}_1$ и вещества входного окна $\overline{\left[\frac{dE}{dx}\right]}_2$ соответственно.

В качестве среднего пробега альфа-частиц с энергией E для какого-либо вещества принимается толщина слоя поглотителя из этого вещества, при которой для нормального падения альфа-частиц отношение скорости счета альфа-частиц, прошедших слой поглотителя к скорости счета альфа-частиц без поглотителя уменьшается в 2 раза.

Альфа-частица, образовавшаяся в счетном образце на расстоянии x от поверхности счетного образца (Рисунок 4), попадет в чувствительный объем детектора и будет зарегистрирована, если выполняется условие:

$$\frac{x}{\cos\theta_x}\cdot\overline{\left[\frac{dE}{dx}\right]} + \frac{h_1}{\cos\theta_x}\cdot\overline{\left[\frac{dE}{dx}\right]}_1 + \frac{h_2}{\cos\theta_x}\cdot\overline{\left[\frac{dE}{dx}\right]}_2 \le \alpha\cdot E \qquad (3.1),$$

где x – расстояние от точки, в которой образовалась альфа-частица, до поверхности счетного образца;

h_1 и h_2 – толщины слоя воздуха и входного окна детектора альфа-частиц соответственно;

θ_x – угол между нормалью к поверхности счетного образца и направлением вектора скорости альфа-частицы;

$\alpha = \frac{E - E_n}{E}$ - отношение суммарной допустимой потери энергии альфа-частицы в счетном образце, слое воздуха и входном окне детектора к начальной энергии альфа-частицы;

E_n - порог дискриминации счетного устройства, мэВ.

В реальном радиометре его счетным устройством регистрируются не все импульсы, отвечающие взаимодействию альфа-частиц с детектором. Часть импульсов, амплитуда которых меньше некоторого установленного значения - порога дискриминации - не регистрируется. Установленному порогу дискриминации отвечает определенная потеря энергии альфа-частиц E_n.

Применительно к измерениям поверхностного загрязнения альфа-излучающими радионуклидами для счетного образца с известным элементным составом эффективность регистрации альфа-частиц ε_j с энергией E_j может быть представлена в виде:

$$\varepsilon_j = k_G \cdot \varepsilon(R_i, d, l_i, E_n) \qquad (3.2),$$

где: k_G - коэффициент, учитывающий влияние геометрических размеров участка поверхности, с которого регистрируются альфа-частицы (далее счетного образца), детектора и расстояния между поверхностью счетного образца и входным окном детектора альфа-частиц (геометрический фактор);

$\varepsilon(R_i,d,l_i,E_n)$ - эффективность регистрации альфа-частиц с энергией E_j для условно бесконечного детектора, когда счетным устройством альфа-радиометра регистрируются все альфа-частицы для которых выполняется условие регистрации.

В явном виде $\varepsilon(R_i,d,l_i,E_n)$ описывается формулами:

$$\varepsilon(R_i, d, l_i, E_n) = \frac{1}{2} \cdot \left(1 - \frac{1}{\left(1 - \frac{E_n}{E}\right)} \cdot \left[\frac{d}{2R} + \frac{l_1}{R_1} + \frac{l_2}{R_2} \right] \right) \qquad (3.3)$$

$$\text{при } d \le R \cdot \left(1 - \frac{l_1}{R_1} - \frac{l_2}{R_2} \right)$$

$$\varepsilon(R_i d, l_i, E_n) = \frac{1}{2} \cdot \frac{d_{\max}}{d} \left(1 - \frac{1}{\left(1 - \frac{E_n}{E}\right)} \cdot \left[\frac{d_{\max}}{2R} + \frac{l_1}{R_1} + \frac{l_2}{R_2} \right] \right) \cdot \qquad (3.4),$$

$$\text{при } d \succ R \cdot \left(1 - \frac{l_1}{R_1} - \frac{l_2}{R_2} \right)$$

где: R, R_1 и R_2 - средние пробеги альфа-частиц с энергией E в веществе счетного образца, воздухе и веществе входного окна детектора соответственно, мг/см^2;

E_n– порог дискриминации импульсов, выраженный в МэВ;

d - поверхностная плотность счетного образца, мг/см^2

l_1 - поверхностная плотность слоя воздуха между поверхностью счетного образа и входным окном детектора, мг/см^2;

l_2 поверхностная плотность входного окна детектора, мг/см^2;

$\rho_в$ – плотность воздуха, г/см^3;

ρ – плотность счетного образца, г/см^3.

$$d_{\max} = R \cdot \left(1 - \frac{l_1 - d \cdot \frac{\rho_в}{\rho}}{R_1} - \frac{l_2}{R_2} \right) \qquad (3.5)$$

$d_{\max}$- поверхностная плотность счетного образца, является наибольшей поверхностной плотностью, при которой образовавшиеся в счетном образце альфа-частицы еще могут быть зарегистрированы счетным устройством радиометра.

Применительно к измерениям поверхностного загрязнения с помощью блока детектирования БДПА-01 для расчетов принимаются следующие значения параметров:

- расстояние от обследуемой поверхности h_1 = 6,0 мм (в единицах поверхностной плотности l_1 = 0,774 мг/см^2);
- диаметр активного пятна на поверхности, с которого регистрируются альфа-частицы, ограничен окном маски и составляет 60 мм; соответственно площадь активного пятна S = 28,27 см^2;
- толщина алюминизированной защитной пленки на входном окне альфа-датчика блока детектирования принята равной 10,0 мкм (в единицах поверхностной плотности l_2= 1,4 мг/см^2), по имеющимся сведениям это реальная толщина защитной пленки;
- толщина предохранительной пленки для первичных расчетов принята равной нулю;
- порог дискриминации E_n= 0,32 МэВ

Средние пробеги альфа-частиц в заданном наборе веществ с известным элементным составом вычисляются либо заранее, либо в программе после задания типа вещества. Фактически тип вещества задается набором относительных массовых долей химических элементов, входящих в его состав.

В Таблице 3.2 представлены значения средних пробегов в модельных веществах, воздухе и защитной пленке (вещество защитной пленки поликарбонат, плотность принята равной 1,4 г/см^3) для средних энергий альфа-частиц, указанных в столбце *«Eα»*, отвечающих радионуклидному составу альфа-излучателей, представленных в РАО в лабораторном корпусе «Б».

Расчеты выполнены для случаев загрязнения радионуклидами: ^{238}U, ^{234}U, ^{235}U, естественной смеси ^{238}U + ^{234}U +^{235}U, а также ^{239}Pu и ^{241}Am. Предполагается, что

измерения скоростей счета выполнены с использованием прибора МКС-1117 с блоком детектирования альфа-частиц БДПА-01.

В качестве модельных материалов были приняты: штукатурка (модельное вещество $CaSO_4 \times 2H_2O$ с плотностью 1,1 г/см^3), дерево (модельное вещество целлюлоза) с плотностью 0,8 г/см^3, кирпич (модельное вещество глина) с плотностью 2,0 г/см^3, ржавчина (модельное вещество окись железа с плотностью 5,25 г/см^3).

Таблица 3.2. Значения средних пробегов в веществах при выполнении модельных расчетов

Eα, МэВ	Радионуклид	R (модельное вещество), мг/см^2	R_1 (воздух), мг/см^2	R_2 (пленка), мг/см^2
	Штукатурка			
4,18	^{238}U	3,7664	3,3320	2,9487
4,76	^{234}U	4,5412	4,0363	3,595
4,38	^{235}U	4,0241	3,5659	3,1633
5,15	^{239}Pu	5,0985	4,5445	4,0617
5,48	^{241}Am	5,5970	5,0002	4,4803
	Дерево			
4,18	^{238}U	2,8488	3,3320	2,9487
4,76	^{234}U	3,4750	4,0363	3,5950
4,38	^{235}U	3,0567	4,0363	3,5950
5,15	^{239}Pu	3,9274	4,5445	4,0617
5,48	^{241}Am	4,3332	5,0002	4,4803
	Кирпич			
4,18	^{238}U	4,0300	3,3320	2,9487
4,76	^{234}U	4,8496	4,0363	3,5950
4,38	^{235}U	4,3026	4,0363	3,5950
5,15	^{239}Pu	5,4390	4,5445	4,0617
5,48	^{241}Am	5,9663	5,0002	4,4803
	Ржавчина			
4,18	^{238}U	5,2599	3,3320	2,9487
4,76	^{234}U	6,2706	4,0363	3,5950
4,38	^{235}U	5,5966	3,5659	3,1633
5,15	^{239}Pu	6,9949	4,5445	4,0617
5,48	^{241}Am	7,6415	5,0002	4,4803

Продолжение таблицы 3.2

За редким исключением, при альфа-распаде ядер радионуклида образуются альфа-частицы с несколькими фиксированными значениями энергии - E_1, E_2, ..., E_n, поэтому в качестве эффективности регистрации ε следует использовать средневзвешенную эффективность регистрации альфа-частиц $\varepsilon({}^{A}_{Z}X)$, равную:

$$\varepsilon({}^{Z}_{A}X) = \frac{1}{\nu_{\Sigma}} \cdot \sum_{j=1}^{n} \varepsilon_j \cdot \nu_j \qquad (3.6),$$

где:n - число различных значений энергии альфа-частиц;

ν_j - абсолютная интенсивность альфа-частиц с энергией E_j;

${}^{A}_{Z}X$ - условный символ радионуклида с массовым числом ядра А и зарядом ядра Z;

ε_j - эффективность регистрации альфа-частиц с энергией E_j.

Если энергии альфа-частиц, испускаемых радионуклидом, отличаются от средневзвешенной энергии незначительно (на 1÷3%), то эффективность регистрации можно вычислять с пробегами, вычисленными для средневзвешенной энергии $\overline{E}$, равной:

$$\overline{E} = \frac{1}{\nu_{\Sigma}} \sum_{j=1}^{n} \nu_j \cdot E_j \qquad (3.7).$$

Эффективности регистрации альфа-частиц, испускаемых смесью радионуклидов, $\varepsilon_{\Sigma}({}^{A}_{Z}X_i)$ может быть определена как средневзвешенное значение эффективностей регистрации для отдельных радионуклидов:

$$\varepsilon_{\Sigma}({}^{A}_{Z}X_i) = \sum_{k=1}^{l} p_k \cdot \varepsilon_k({}^{A}_{Z}X) \qquad (3.8),$$

где: $\varepsilon_k({}^{A}_{Z}X)$ - эффективность регистрации альфа-частиц, испускаемых радионуклидом с условным номером k;

p_k - весовой коэффициент, равный отношению активности k-го радионуклида к суммарной активности всех радионуклидов:

$$p_k = \frac{\nu_{\Sigma k} \cdot A_k}{\sum_{k=1}^{l} \nu_{\Sigma k} \cdot A_k} \qquad (3.9),$$

В качестве примера реальной возможности предложенного выше способа реализации измерения удельной и поверхностной активности альфа-излучающих

радионуклидов, содержащихся в приповерхностном слое вещества, получены результаты расчетов удельной (при толщине загрязненного слоя $\boldsymbol{h(d_{max})}$ от 0,0029 до 0,0289 мм) и поверхностной активности альфа-излучающих радионуклидов для различных загрязненных материалов: штукатурки, дерева, кирпича, корродированной стали (Таблицы 3.3–3.9).

В качестве измеренной скорости счета импульсов задана скорость равная 0,5 имп/с на площадь детектора (или ~ 1 имп/мин см^2), продолжительность измерения задана равной 60 секундам. При такой скорости счета и продолжительности измерения обеспечивается статистическая погрешность результата измерения, составляющая примерно 40% при доверительной вероятности P = 0,95. В качестве фоновой скорости счета принята скорость счета, равная 0,05 имп/мин. Продолжительность измерения и скорость счета выбраны из условия обеспечения требуемой статистической точности при минимальном времени измерения (экспресс измерения в реальных условиях).

В таблицах 3.3 – 3.9 первые значения поверхностных плотностей отвечают расчетным значениям максимальной поверхностной плотности слоя вещества d_{max}, при которой испущенная альфа-частица может быть зарегистрирована детектором альфа-частиц. *h(d)* – толщина слоя с поверхностной плотностью *d*.

Активности в слое *A(d)*, Бк, вычислены по формуле:

$$A(d) = \cdot \frac{n - n_f}{\varepsilon_j} \qquad (3.10),$$

где n_f – скорость счета фоновых импульсов с$^{-1}$;

n – скорость счета импульсов в рабочей геометрии измерения, с$^{-1}$.

Условные поверхностные активности *a(s,d)*, Бк/см^2, вычислены по формуле:

$$a(s,d) = \frac{A(d)}{S} \qquad (3.11),$$

где S – площадь счетного образца.

Удельные активности *a*(*d*) вычислены по формуле:

$$a(d) = \frac{A(d)}{S \cdot d} \qquad (3.12).$$

Сравнение данных таблиц 3.3-3.9 показывает, что дополнительная защита входного окна детектора пленкой толщиной 4 мкм приводит к значительному

уменьшению эффективности регистрации альфа-частиц для естественной смеси изотопов урана почти в 2 раза, для ^{239}Pu и ^{241}Am в 1,26 и 1,15 раза соответственно. Уменьшение расстояния от поверхности до входного окна до 4 мм и толщины защитной пленки до 2 мкм позволяет сохранить эффективность регистрации практически равной эффективности регистрации без предохранительной пленки.

С практической точки зрения принципиальными являются данные о приведенной поверхностной активности альфа-излучающих радионуклидов. Приведенная поверхностная активность зависит от толщины слоя, в котором содержатся радионуклиды. Действительная глубина слоя проникновения в вещество поверхности заранее неизвестна. При выполнении оценочных расчетов максимальная глубина проникновения может быть задана любой, например 1 мм. При таком подходе будет получено предельное значение активности в слое. По отношению к действительному значению поверхностной активности предельное значение может быть многократно завышено.

Рассмотрим плотность загрязнения альфа-излучающими радионуклидами различных материалов, при условиях, указанных для таблиц 3.3-3.9 – равномерное распределение загрязнения на глубину, значительно превышающую величину $\boldsymbol{h(d_{max})}$,– толщину слоя материала, соответствующую максимальной поверхностной плотности слоя d_{max} (параметры, определяющие условия «тонкого слоя» для источника альфа-излучения), при которой испущенная альфа-частица может быть зарегистрирована детектором.

Таблица 3.3. Дерево (модельное вещество целлюлоза), плотность 0,8 г/см^3

Толщина слоя		***Eα***, МэВ	Радионуклид	Эффективность регистрации, ***ε(d)***	Активность в слое ***A(d)***,Бк	Удельная активность в слое, ***a(d)***, Бк/г	Условная поверхностная активность ***a(s,d)***, Бк/см^2
d, мг/см^2	***h(d)***, мм						
d_{max} 0,834	$h(d_{max})$ 0,0104	4,18	^{238}U	0,03664	13,6	578	
1,455	0,0182	4,76	^{234}U	0,07237	6,9	167	
1,370	0,0128	4,38	^{235}U	0,05005	7,0	194,2	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,05419	9,2	251,7	**0,32**
1,904	0,0238	5,15	**^{239}Pu**	0,09333	5,4	99,5	**0,19**
2,308	0,0289	5,48	**^{241}Am**	0,10749	4,7	71,3	**0,17**
4,95	0,0619	4,18	^{238}U	0,00599	83,5	596,1	
		4,76	^{234}U	0,022121	23,6	168,4	
		4,38	^{235}U	0,01799	27,8	198,5	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,01370	36,5	260,7	**1,29**
		5,15	**^{239}Pu**	0,03518	14,2	101,5	**0,50**
		5,48	**^{241}Am**	0,04943	10,2	72,7	**0,36**
9,9	0,123	4,18	^{238}U	0,003001	166,6	595,1	
		4,76	^{234}U	0,010620	47,1	168,1	
		4,38	^{235}U	0,009010	55,5	198,2	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,006860	72,9	260,3	**2,6**
		5,15	**^{239}Pu**	0,017614	28,4	101,4	**1,00**
		5,48	**^{241}Am**	0,024599	20,3	72,6	**0,72**
19,81	0,248	4,18	^{238}U	0,00148	337,7	603,1	
		4,76	^{234}U	0,005244	95,4	170,3	
		4,38	^{235}U	0,004448	112,4	200,7	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,003387	147,6	263,6	**5,2**
		5,15	**^{239}Pu**	0,008702	57,5	102,6	**2,03**
		5,48	**^{241}Am**	0,012159	41,1	73,4	**1,45**
49,52	0,62	4,18	^{238}U	0,000587	851,7	608,4	
		4,76	^{234}U	0,002080	240,3	171,7	
		4,38	^{235}U	0,001765	283,3	202,4	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,001343	372,2	265,8	**13,2**
		5,148	**^{239}Pu**	0,003454	144,8	103,4	**5,1**
		5,48	**^{241}Am**	0,0048269	103,6	74,0	**3,7**

Таблица 3.4. Условно штукатурка (модельное вещество гипс $CaSO_2 \times 2H_2O$, плотность 1,1 г/см^3)

Толщина слоя		***Eα***, МэВ	Радионуклид	Эффективность регистрации, ***ε(d)***	Активность в слое ***A(d)***,Бк	Удельная активность в слое, ***a(d)***, Бк/г	Условная поверхностная активность ***a(s,d)***, Бк/см^2
d, мг/см^2	***h(d)***, мм						
d_{max}	***h(d_{max})***						
1,103	0,0100	4,18	^{238}U	0,03640	13,7	440,4	
1,902	0,0190	4,76	^{234}U	0,07217	6,9	128,9	
1,370	0,0124	4,38	^{235}U	0,05005	10,0	258,0	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,05432	9,2	238,3	**0,33**
2,472	0,0225	5,15	**^{239}Pu**	0,09336	5,4	76,6	**0,19**
2,982	0,0271	5,48	**^{241}Am**	0,10355	4,8	57,3	**0,17**
4,95	0,045	4,18	^{238}U	0,00792	63,1	450,8	
		4,76	^{234}U	0,02772	18,0	128,9	
		4,38	^{235}U	0,01365	36,6	261,6	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,01772	28,2	201,5	**1,0**
		5,15	**^{239}Pu**	0,04567	10,9	78,2	**0,39**
		5,48	**^{241}Am**	0,06346	7,9	56,3	**0,28**
9,9	0,090	4,18	238U	0,00402	124,4	444,4	
		4,76	^{234}U	0,01404	35,6	127,2	
		4,38	^{235}U	0,00692	72,2	258,0	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00898	55,7	198,8	**1,98**
		5,15	**^{239}Pu**	0,02312	21,6	77,2	**0,76**
		5,48	**^{241}Am**	0,03212	15,6	55,6	**0,55**
19,81	0,180	4,18	^{238}U	0,00196	255,5	456,2	
		4,76	^{234}U	0,00685	73,0	130,3	
		4,38	^{235}U	0,003374	148,2	264,7	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00438	114,1	203,8	**4,03**
		5,15	**^{239}Pu**	0,011297	44,3	79,0	**1,57**
		5,48	**^{241}Am**	0,015705	31,8	56,9	**1,12**
49,52	0,45	4,18	^{238}U	0,000776	644,2	460,2	
		4,76	^{234}U	0,002719	183,9	1311,4	
		4,38	^{235}U	0,001338	373,7	266,9	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,001738	287,7	205,5	**10,2**
		5,15	**^{239}Pu**	0,004484	111,5	79,7	**3,94**
		5,48	**^{241}Am**	0,006235	80,2	57,3	**2,84**

Таблица 3.5. Кирпич (модельное вещество глина), плотность 2,0 г/см^3

Толщина слоя		***Eα***, МэВ	Радионуклид	Эффективность регистрации, ***ε(d)***	Активность в слое ***A(d)***,Бк	Удельная активность в слое, ***a(d)***, Бк/г	Условная поверхностная активность ***a(s,d)***, Бк/см^2
d, мг/см^2	***h(d)***, мм						
d_{max}	***h(d_{max})***						
1,180	0,0059	4,18	^{238}U	0,036400	13,7	411,6	
2,031	0,0101	4,76	^{234}U	0,073748	6,8	118,1	
1,802	0,0090	4,38	^{235}U	0,069706	7,2	140,8	
			^{238}U+^{234}U+^{235}U	0,055405	9,0	177,2	**0,32**
2,638	0,0132	5,15	**^{239}Pu**	0,093360	5,4	71,8	**0,19**
3,308	0,0159	5,48	**^{241}Am**	0,103553	4,8	53,7	**0,17**
4,95	0,0248	4,18	^{238}U	0,008477	59,0	421,3	
		4,76	^{234}U	0,02960	16,9	120,7	
		4,38	^{235}U	0,025327	19,7	141,0	
			^{238}U+^{234}U+^{235}U	0,019180	26,1	186,2	**0,92**
		5,15	**^{239}Pu**	0,048718	10,3	73,3	**0,36**
		5,48	**^{241}Am**	0,067648	7,4	52,8	**0,26**
9,9	0,049	4,18	^{238}U	0,00424	117,8	420,6	
		4,76	^{234}U	0,0148	33,7	120,5	
		4,38	^{235}U	0,0126	39,4	140,8	
			^{238}U+^{234}U+^{235}U	0,0096	52,1	185,9	**1,8**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0244	20,5	73,2	**0,73**
		5,48	**^{241}Am**	0,0339	14,8	52,7	**0,52**
19,81	0,099	4,18	^{238}U	0,00209	238,7	426,3	
		4,76	^{234}U	0,00732	68,3	122,0	
		4,38	^{235}U	0,00626	79,9	142,6	
			^{238}U+^{234}U+^{235}U	0,00474	105,5	188,3	**3,7**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0121	41,5	74,1	**1,5**
		5,48	**^{241}Am**	0,0167	29,9	53,3	**1,1**
49,52	0,247	4,18	^{238}U	0,00083	602,1	430,1	
		4,76	^{234}U	0,00290	172,2	123,0	
		4,38	^{235}U	0,00248	201,3	143,8	
			^{238}U+^{234}U+^{235}U	0,00188	265,8	189,9	**9,4**
		5,15	**^{239}Pu**	0,00478	104,5	74,7	**3,7**
		5,48	**^{241}Am**	0,00665	72,5	53,7	**2,6**

Таблица 3.6. Ржавчина (модельное вещество окись железа), плотность 5,25 г/см^3

Толщина слоя		***Eα***, МэВ	Радионуклид	Эффективность регистрации, ***ε(d)***	Активность в слое ***A(d)***,Бк	Удельная активность в слое, ***a(d)***, Бк/г	Условная поверхностная активность ***a(s,d)***, Бк/см^2
d, мг/см^2	***h(d)***, мм						
d_{max}	$h(d_{max})$						
1,541	0,0029	4,18	^{238}U	0,0364	13,7	315,4	
2,626	0,0050	4,76	^{234}U	0,0737	6,8	91,3	
1,802	0,0036	4,38	^{235}U	0,0500	10,0	185,5	
			^{238}U+^{234}U+^{235}U	0,0550	9,1	168,9	**0,32**
3,392	0,0065	5,15	**^{239}Pu**	0,0905	5,5	57,6	**0,19**
4,071	0,0078	5,48	**^{241}Am**	0,1036	4,8	42,0	**0,17**
0,10	0,00019	4,18	^{238}U	0,1050	4,8	1700,2	
		4,76	^{234}U	0,1703	2,9	1049	
		4,38	^{235}U	0,1299	3,8	1375	
			^{238}U+^{234}U+^{235}U	0,1375	3,6	1299	**0,13**
		5,15	**^{239}Pu**	0,2038	2,5	876	**0,09**
		5,48	**^{241}Am**	0,2278	2,2	784	**0,08**
2,8	0,0038	4,18	^{238}U	0,0266	18,8	336	
		4,76	^{234}U	0,0975	5,1	91,6	
		4,38	^{235}U	0,04813	104	185,5	
			^{238}U+^{234}U+^{235}U	0,0617	8,1	144,6	**0,29**
		5,15	**^{239}Pu**	0,1394	3,6	64,1	**0,13**
		5,48	**^{241}Am**	0,1692	3,0	52,8	**0,11**
4,95	0,0094	4,18	^{238}U	0,0106	47,4	338,3	
		4,76	^{234}U	0,0366	13,7	97,5	
		4,38	^{235}U	0,0181	27,6	197	
			^{238}U+^{234}U+^{235}U	0,0234	21,3	152	**0,78**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0620	8,1	57,6	**0,29**
		5,48	**^{241}Am**	0,0858	5,8	41,6	**0,21**
9,9	0,0188	4,18	^{238}U	0,00542	92,3	329	
		4,76	^{234}U	0,0188	26,6	95,1	
		4,38	^{235}U	0,00930	53,7	192	
			^{238}U+^{234}U+^{235}U	0,0120	41,6	148,4	**1,47**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0308	16,3	58,1	**0,57**
		5,48	**^{241}Am**	0,0426	11,7	42,0	**0,41**

Таблица 3.7. Условно штукатурка (модельное вещество гипс $CaSO_2 \times 2H_2O$, плотность 1,1 г/см^3); h_1= 4 мм, толщина защитной пленки – **4 мкм** (суммарная толщина пленки h_2= 14 мкм)

Толщина слоя		***Eα***, МэВ	Радионуклид	Эффективность регистрации, ***ε(d)***	Активность в слое ***A(d)***,Бк	Удельная активность в слое, ***a(d)***, Бк/г	Условная поверхностная активность ***a(s,d)***, Бк/см^2
d, мг/см^2	***h(d)***, мм						
d_{max}	***h(d_{max})***						
0,680	0,0062	4,18	^{238}U	0,00731	68,4	3558	
1,485	0,0135	4,76	^{234}U	0,0501	10,0	238	
0,948	0,0086	4,38	^{235}U	0,0237	21,1	788	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,0286	17,5	652	**0,62**
2,059	0,0187	5,15	**^{239}Pu**	0,0740	6,8	116	**0,24**
2,571	0,0234	5,48	**^{241}Am**	0,0903	5,5	76,2	**0,19**
4,95	0,0450	4,18	^{238}U	0,000981	509	3638	
		4,76	^{234}U	0,0150	33,3	237	
		4,38	^{235}U	0,00449	112	798	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00792	63,1	451	**2,2**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0302	16,6	118	**0,59**
		5,48	**^{241}Am**	0,0460	10,9	77,6	**0,39**
9,9	0,0900	4,18	^{238}U	0,000497	1007	3595	
		4,76	^{234}U	0,00759	65,9	235	
		4,38	^{235}U	0,00227	221	788	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00400	125	446	**4,4**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0152	32,8	117	**1,16**
		5,48	**^{241}Am**	0,0232	21,5	76,8	**0,76**
19,81	0,180	4,18	^{238}U	0,000243	2056	3671	
		4,76	^{234}U	0,00372	134	239	
		4,38	^{235}U	0,00111	450	805	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00196	254	454	**9,0**
		5,15	**^{239}Pu**	0,00748	66,9	119	**2,4**
		5,48	**^{241}Am**	0,0114	43,8	78,2	**1,54**
49,52	0,45	4,18	^{238}U	0,0000967	5172	3694	
		4,76	^{234}U	0,00148	338	241	
		4,38	^{235}U	0,000441	1134	810	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,000780	641	458	**22,7**
		5,15	**^{239}Pu**	0,00297	168	120	**5,9**
		5,48	**^{241}Am**	0,00454	110	78,6	**3,9**

Таблица 3.8. Условно штукатурка (модельное вещество гипс $CaSO_2 \times 2H_2O$, плотность 1,1 г/см^3); h_1= 4 мм, толщина защитной пленки – **2 мкм** (суммарная толщина пленки h_2 = 12 мкм)

Толщина слоя		***Eα***, МэВ	Радионуклид	Эффективность регистрации, ***ε(d)***	Активность в слое ***A(d)***,Бк	Удельная активность в слое, ***a(d)***, Бк/г	Условная поверхностная активность ***a(s,d)***, Бк/см^2
d, мг/см^2	***h(d)***, мм						
d_{max}	$h(d_{max})$						
1,037	0,0094	4,18	^{238}U	0,0323	15,5	528	
1,838	0,0167	4,76	^{234}U	0,0710	7,0	136	
1,305	0,0119	4,38	^{235}U	0,0469	10,7	289	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,0515	9,7	263,0	**0,34**
2,411	0,0219	5,15	**^{239}Pu**	0,0912	5,5	80,5	**0,19**
2,921	0,0265	5,48	**^{241}Am**	0,106	4,7	57,3	**0,17**
4,95	0,0450	4,18	^{238}U	0,00667	75,0	536	
		4,76	^{234}U	0,0260	19,5	138	
		4,38	^{235}U	0,0122	41,0	293	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,0162	30,8	220	**1,09**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0438	11,4	81,6	**0,40**
		5,48	**^{241}Am**	0,0615	8,1	58,0	**0,29**
9,9	0,0900	4,18	^{238}U	0,00336	149	531	
		4,76	^{234}U	0,0131	38,2	136	
		4,38	^{235}U	0,00615	81,3	291	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00819	61,1	218	**2,2**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0221	22,6	80,9	**0,80**
		5,48	**^{241}Am**	0,0310	16,1	57,6	**0,57**
19,81	0,180	4,18	^{238}U	0,00165	302	540	
		4,76	^{234}U	0,0645	77,5	139	
		4,38	^{235}U	0,00302	165	295	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00403	124	222	**4,4**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0109	46,0	82,1	**1,63**
		5,48	**^{241}Am**	0,0153	32,7	58,4	**1,16**
49,52	0,45	4,18	^{238}U	0,000658	760	543	
		4,76	^{234}U	0,00257	195	139	
		4,38	^{235}U	0,00120	415	297	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00160	312	223	**11,0**
		5,15	**^{239}Pu**	0,00433	116	82,5	**4,1**
		5,48	**^{241}Am**	0,00608	82,2	58,7	**2,9**

Таблица 3.9. Кирпич (модельное вещество глина, плотность 2,0 г/см^3).
h_1= 4 мм, толщина защитной пленки – **2 мкм** (суммарная толщина пленки h_2 = 12 мкм)

Толщина слоя		***Eα***, МэВ	Радионуклид	Эффективность регистрации, ***ε(d)***	Активность в слое ***A(d)***,Бк	Удельная активность в слое, ***a(d)***, Бк/г	Условная поверхностная активность ***a(s,d)***, Бк/см^2
d, мг/см^2	***h(d)***, мм						
d_{max}	***h(d_{max})***						
1,110	0,0055	4,18	^{238}U	0,0323	15,5	493	
1,963	0,0098	4,76	^{234}U	0,0700	7,1	129	
1,742	0,0087	4,38	^{235}U	0,0683	7,3	149	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,0515	9,7	197	**0,34**
2,571	0,0128	5,15	**^{239}Pu**	0,0894	5,6	77,0	**0,20**
3,113	0,0155	5,48	**^{241}Am**	0,1032	4,8	55,1	**0,17**
4,95	0,0248	4,18	^{238}U	0,00792	63,1	450,8	
		4,76	^{234}U	0,02772	18,0	128,9	
		4,38	^{235}U	0,01365	36,6	261,6	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,0176	28,4	203	**1,00**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0467	10,7	76,4	**0,38**
		5,48	**^{241}Am**	0,0656	7,6	54,4	**0,27**
9,9	0,049	4,18	^{238}U	0,00357	140	500	
		4,76	^{234}U	0,0139	36,0	129	
		4,38	^{235}U	0,0119	42,2	151	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00880	56,6	203	**2,0**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0234	21,4	76,4	**0,76**
		5,48	**^{241}Am**	0,0328	15,2	54,4	**0,54**
19,81	0,099	4,18	^{238}U	0,00177	282,7	505	
		4,76	^{234}U	0,00689	72,6	130	
		4,38	^{235}U	0,00588	85,0	152	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00436	115	205	**4,1**
		5,15	**^{239}Pu**	0,0116	43,1	77,0	**1,5**
		5,48	**^{241}Am**	0,0163	30,7	54,8	**1,07**
49,52	0,247	4,18	^{238}U	0,000704	711	508	
		4,76	^{234}U	0,00274	183	130	
		4,38	^{235}U	0,0234	214	153	
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,00174	288	205	**10,2**
		5,15	**^{239}Pu**	0,00462	108	77,4	**3,8**
		5,48	**^{241}Am**	0,00649	77	55,1	**2,7**

Полученные в графическом виде зависимости по поверхностной активности (плотности загрязнения) альфа-излучателями с разли чной энергией приведены на Рисунках 5-7. Блок детектирования для измерения плотности потока альфа-частиц – БДПА-01, скорость счета - 1 имп/мин см^2.

Из представленных материалов следует, что при измерении поверхностного загрязнения с неизвестным радионуклидным составом переносным радиометром наибольшее влияние на результаты измерений оказывают:

- энергия альфа-излучателя;
- плотность исследуемого материала;
- наличие и толщина защитной пленки.

Характер распределения радионуклидов по глубине поверхностного слоя можно предположить априори исходя из пористости материала. Так, с учетом морфологии РАО, можно сделать следующие допущения, касающиеся качества источника:

- металл, крашеное дерево, стекло – тонкий слой,
- пластик, резина, металл, крашеное дерево – промежуточный слой,
- дерево, бумага, резина, ткань, бетон, кирпич, штукатурка – толстый слой.

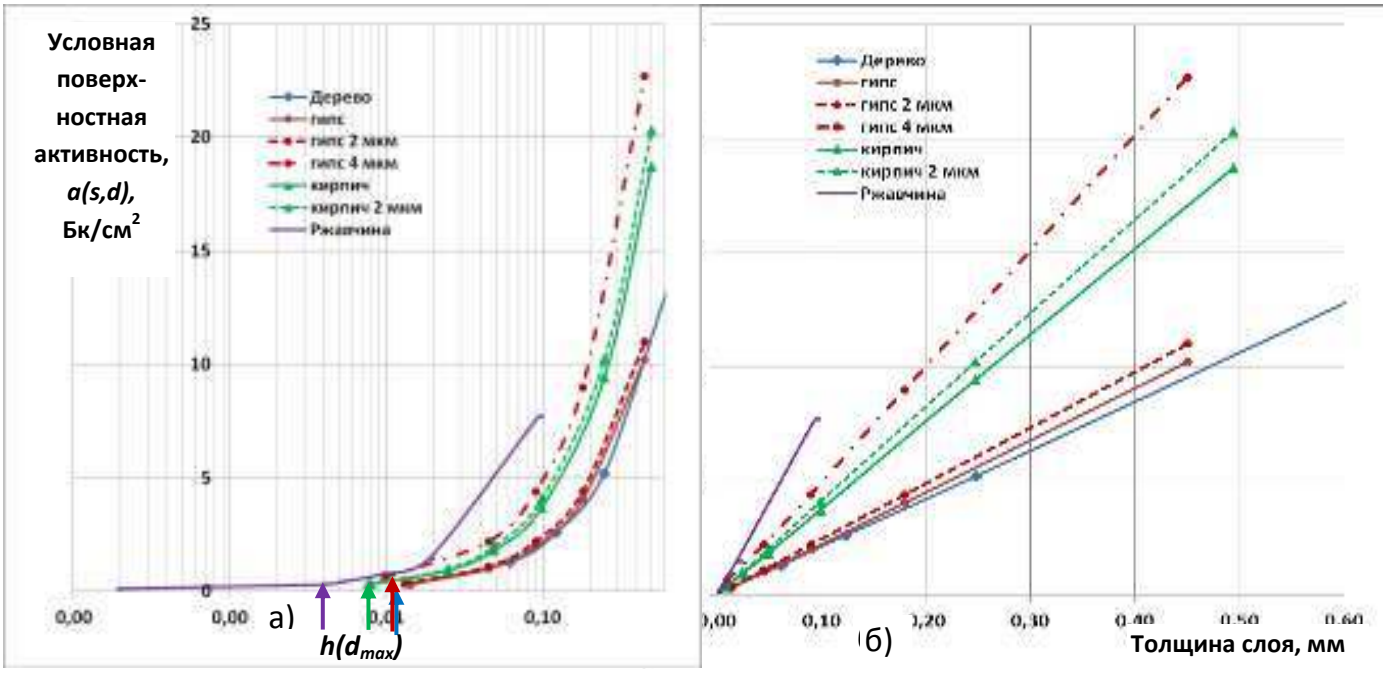


Рисунок 5 Условная поверхностная активность различных материалов при загрязнении радионуклидами урана в природном соотношении, а) логарифмическая б) линейная шкала отображения ***h(d)*** - толщины активного слоя. Величина 2 мкм и 4 мкм в легенде к графикам – толщина дополнительной защитной пленки на окне детектора

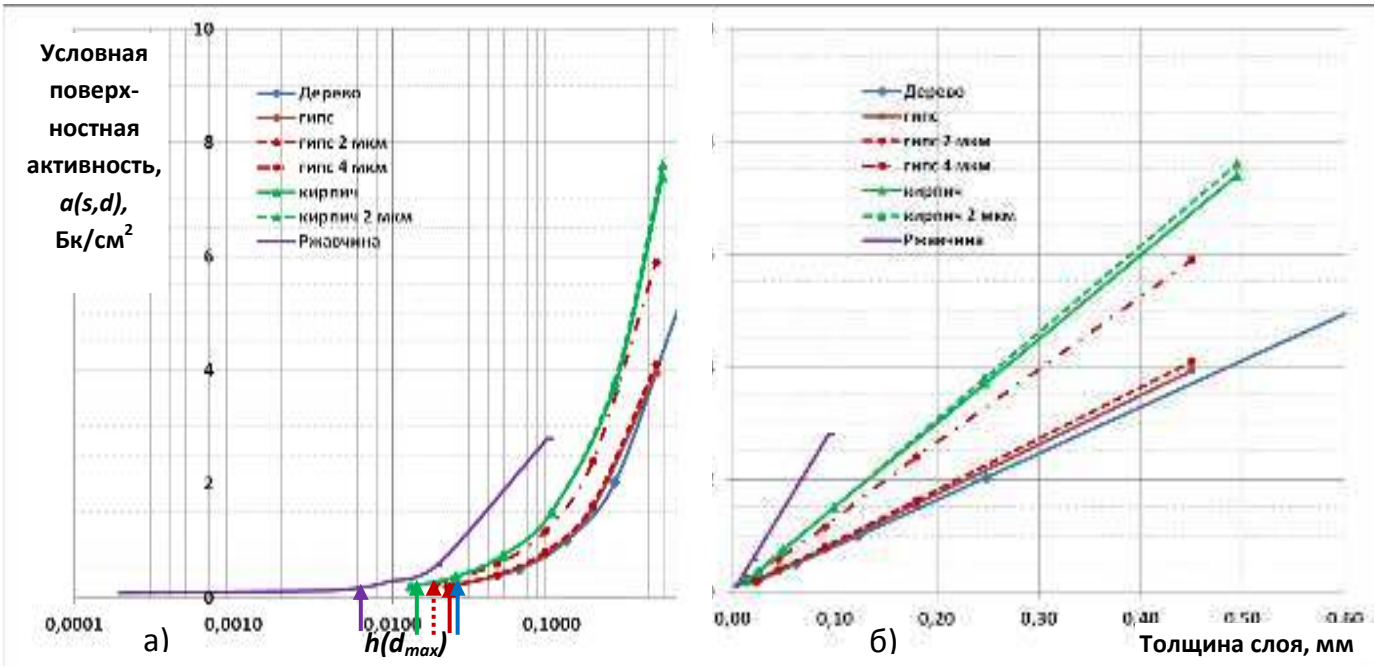


Рисунок 6 Условная поверхностная активность различных материалов при загрязнении Pu-239, а) логарифмическая б) линейная шкала ***h(d)*** **-** толщины активного слоя. Величина 2 мкм и 4 мкм в легенде к графикам – толщина дополнительной защитной пленки на окне детектора

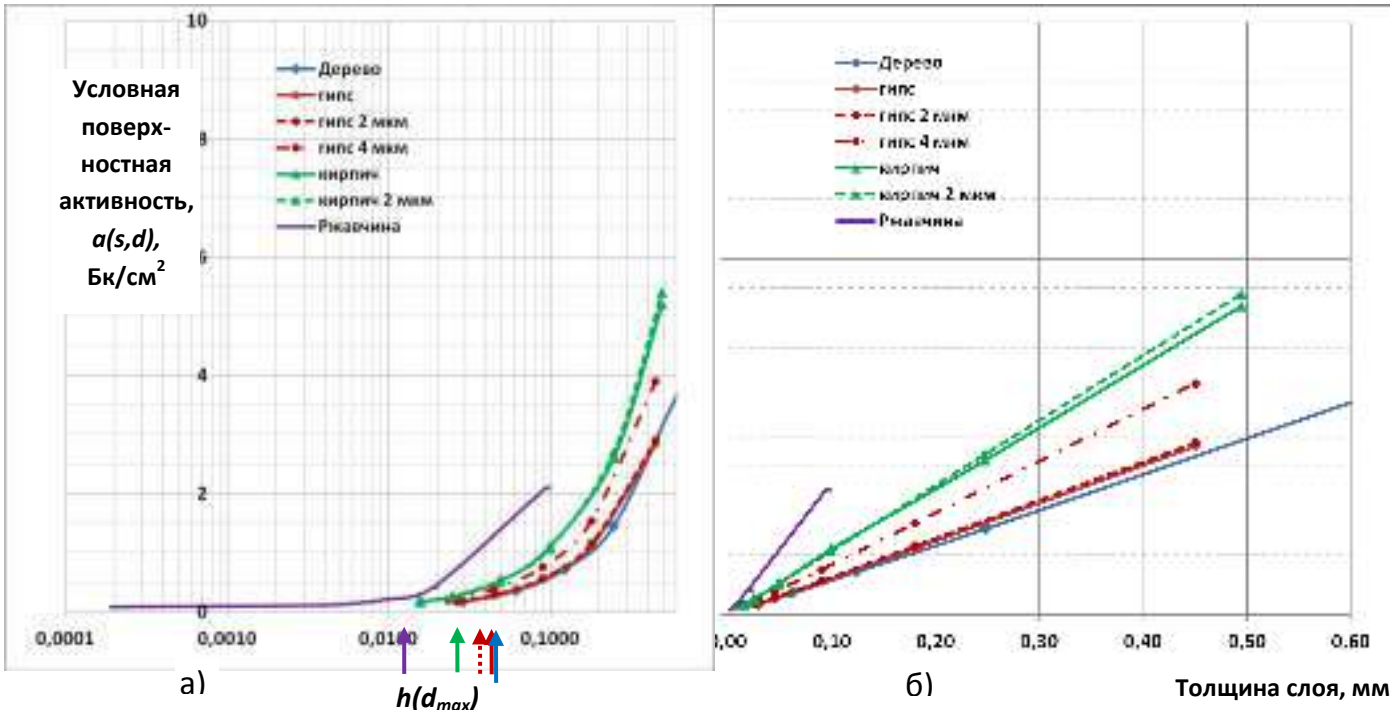


Рисунок 7 Условная поверхностная активность различных материалов при загрязнении Am-241, а) логарифмическая б) линейная шкала ***h(d)*** - толщины активного слоя. Величина 2 мкм и 4 мкм в легенде к графикам – толщина дополнительной защитной пленки на окне детектора

Оценка суммарной активности радионуклидов и соответственно расчет удельной активности загрязненных объектов подробно рассматриваются ниже.

Исходя из зависимостей, представленных в графическом виде на Рисунках 5-7, можно сделать вывод по возможности интерпретации оценки загрязнения альфа-излучателями с различной энергией пористых материалов различной плотности.

Так, при толщине слоя материала строительного материала (гипс, кирпич, плотность 1,1 – 2,0 г/см^3), равномерно загрязненного альфа-излучателями, равной 0,5 мм, и скорости счета - 1 имп/мин см^2, поверхностная плотность при загрязнении:

- природным ураном соответствует 12÷18 Бк/см^2,
- для Pu-239 – 5÷7 Бк/см^2 и
- для Am-241 – 3÷5 Бк/см^2.

При снятии слоя такого материала размером 100х100 см (1 м^2) толщиной 3 см получаем 30 л отходов массой 40-50 кг с удельной активностью около 1000 Бк/кг (или 1 Бк/г) в случае загрязнением ^{239}Pu или ^{241}Am.

Таким образом, для пористых материалов, таких как дерево, бумага, резина, ткань, бетон, кирпич, штукатурка с неизвестным распределением радионуклидов по глубине, посредством измерений переносным альфа-радиометром крайне затруднительно провести категорирование отходов. В первичных упаковках удельное содержание радионуклидов может различаться на порядки.

При выполнении расчетов, представленных в Таблицах 3.3-3.9, предполагалось, что радионуклиды равномерно распределены по толщине слоя. В реальных условиях это далеко не всегда имело место. Скорее всего, концентрация загрязняющих радионуклидов окажется максимальной на поверхности, и будет уменьшаться с глубиной. Если закон распределения концентрации по глубине известен, то ситуация с оценкой расчетной глубины проникновения и достаточно надежного значения предельной приведенной поверхностной активности может значительно упроститься.

Например, предположим, что уменьшение активности по глубине происходит по экспоненциальному закону, в частности на глубине, равной максимальной толщине $\boldsymbol{d_{max}}$ удельная активность уменьшится в $\boldsymbol{e}$ раз. Среднее значение удельной активности a_1 в слое $\boldsymbol{d_{max}}$ составит:

$$a_1 = a_o \frac{1}{d_{\max}} \int_0^{d_{\max}} e^{-x./d_{\max}} dx = a_o \cdot (1 - e^{-1}) \qquad (3.13),$$

где a_o - удельная активность в поверхностном слое слоя $\boldsymbol{d_{max}}$, например, в слое $\boldsymbol{d_{max}}$ /10.

Аналогично среднее значение удельной активности a_2 в слое от $\boldsymbol{d_{max}}$ до 2 $\boldsymbol{d_{max}}$

$$a_2 = a_1 \frac{1}{d_{\max}} \int_0^{d_{\max}} e^{x./d_{\max}} dx = a_o \cdot (1 - e^{-1})^2 \qquad (3.14)$$

Аналогично, a_n в слое от $(n-1)\cdot d_{\max}$ до $n \cdot d_{\max}$ окажется равным:

$$\bar{a}_n = a_o \cdot \left(1 - e^{-1}\right)^n \qquad (3.15)$$

Суммарное значение активности $A(n \cdot d_{\max})$ в слое толщиной $n \cdot d_{\max}$ будет прямо пропорционально сумме средних удельных активностей на всех n интервалах, являющейся суммой n членов геометрической прогрессии:

$$A(n \cdot d_{\max}) = c \cdot a_o \cdot \frac{\left(1 - \left[1 - e^{-1}\right]^n\right)}{\left[1 - (1 - e^{-1})\right]} = c \cdot a_o \cdot e \cdot \left(1 - \left[1 - e^{-1}\right]^n\right) \qquad (3.16),$$

где с – коэффициент пропорциональности, равный:

$$c = S \cdot d_{\max} \qquad (3.17).$$

При достаточно больших n, например, порядка 10 и больше сомножитель $\left(1 - \left[1 - e^{-1}\right]^n\right)$ становится практически равным 1 с погрешностью менее 1%. Поэтому можно считать, что в слое толщиной более $10 \cdot d_{\max}$ содержится вся активность. Принимая во внимание, что измеренная активность $\boldsymbol{A(d_{max})}$ в слое $\boldsymbol{d_{max}}$ получена в предположении равномерного распределения активности, действительная активность $\boldsymbol{A_o(d_{max})}$ в этом слое должна быть меньше, чем $\boldsymbol{A(d_{max})}$ и может быть оценена как

$$A_o(d_{\max}) = a_1 \cdot A(d_{\max}) = A(d_{\max}) \cdot \left[1 - e^{-1}\right] \qquad (3.18),$$

Тогда для всей активности $\boldsymbol{A_{max}}$ получаем:

$$A_{\max} = A(d_{\max}) \cdot e \cdot \left[1 - e^{-1}\right] = 1{,}72 \cdot A(d_{\max}) \qquad (3.19).$$

Полученное таким способом значение максимальной активности в слое обследуемой поверхности отвечает максимально возможной активность в слое по следующим причинам. В скорость счета вносят вклад только те альфа-частицы, которые образовались в слое $\boldsymbol{d_{max}}$. Если в действительности толщина слоя меньше, чем $\boldsymbol{d_{max}}$, то эффективность регистрации будет больше, чем эффективность регистрации для слоя $\boldsymbol{d_{max}}$, и вычисленная активность окажется меньше.

Очевидно, что предельная условная поверхностная активность радионуклидов будет 1,72 раза больше $\boldsymbol{a(s,d)}$, указанной в последнем столбце таблиц 3.3-3.9 для толщин, равных $\boldsymbol{d_{max}}$, отвечающих указанным радионуклидам. При таком подходе к

вычислению условной поверхностной активности глубина слоя проникновения радионуклидов может быть оценена в $(10 - 15) \cdot d_{\max}$ (промежуточный слой).

Для таких материалов, как пластик, резина, металл, крашеное дерево нами принято, что качество источника излучения соответствует промежуточному слою. В этом случае радиометрические измерения переносным прибором при условии соблюдения геометрических факторов (расстояние до детектора, площадь источника, качество поверхности) дают достаточно корректную оценку суммарной активности радионуклидов. При наличии данных о массе объектов соответственно можно оценить категорию отходов (для этого необходимо дополнительно учесть радионуклидный состав альфа-излучателей).

В Таблице 3.10 приведены расчетные значения поверхностной плотности загрязнения различных материалов для приведенных выше условий. Для удобства расчетов и сопоставления результатов скорость счета при измерениях принята такой же, как при равномерном загрязнении материалов по глубине – 1 имп/мин см^2. Поверхностная активность оценивается согласно соотношению:

$$a_{\max} = 1{,}72 \cdot a(d_{\max}) \quad (3.20)$$

Таблица 3.10. Расчетные значения поверхностной плотности загрязнения различных материалов при экспоненциальном уменьшении активности по глубине

	Радионуклид					
	^{238}U+^{234}U+ ^{235}U (природный)		^{239}Pu		^{241}Am	
Материал	10 $h(d_{max})$, мм	Поверхностная активность $a(s,d)$, Бк/см^2	10 $h(d_{max})$, мм	Поверхностная активность $a(s,d)$, Бк/см^2	10 $h(d_{max})$, мм	Поверхностная активность $a(s,d)$, Бк/см^2
Пластик	0,142	0,55	0,238	0,33	0,289	0,29
Пигмент	0,080	0,55	0,132	0,33	0,159	0,29
Ржавчина	0,039	0,55	0,065	0,33	0,078	0,29

Для материалов с малой способностью проникновения загрязнения в структуру оценка поверхностного загрязнения и, следовательно, удельных массовых величин может производиться достаточно корректно. Так, для полки размером 40х70 см и массой 5 кг при показаниях радиометра 1 имп/мин см^2 при измерении неснимаемого загрязнения общую активность ^{239}Pu или ^{241}Am можно оценить в пределах 300-1000 Бк

и удельную, соответственно 60-200 Бк/кг. Такие показатели близки к нормативам, принятым для материалов, пригодным для неограниченного использования.

В Таблице 3.11 представлены значения минимально детектируемых активностей в слое $h(d_{max})$ для ряда веществ: дерево, штукатурка, кирпич, окись железа при условии, что фоновая скорость счета при измерении радиометром с блоком детектирования альфа-излучения составляет 0,05 мин$^{-1}$см$^{-2}$. Геометрия измерений: толщина слоя воздуха $h_1 = 4$ мм, толщина дополнительной защитной пленки 2 мкм.

Таблица 3.11. Минимально детектируемые активности в слое d_{max}

Толщина слоя		$E\alpha$, МэВ	Радионуклид	Эффективность регистрации, $\varepsilon(d)$	Минимально детектируемая активность МДА, fA_{min}, Бк	Минимально детектируемая условная поверхностная активность $fa(s,d)min$, Бк/см^2
d, мг/см^2	$h(d)$, мм					
Дерево						
d_{max}	$h(d_{max})$					
0,834	0,0104	4,18	^{238}U	0,03664	0,49	0,017
1,455	0,0182	4,76	^{234}U	0,07237	0,22	0,008
1,370	0,0128	4,38	^{235}U	0,05005	0,23	0,008
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,05419	0,30	**0,011**
1,904	0,0238	5,15	**^{239}Pu**	0,09333	0,18	**0,0063**
2,308	0,0289	5,48	**^{241}Am**	0,10749	0,15	**0,0054**
Штукатурка						
d_{max}	$h(d_{max})$					
1,103	0,0100	4,18	^{238}U	0,0323	0,49	0,017
1,902	0,0190	4,76	^{234}U	0,07217	0,22	0,008
1,370	0,0124	4,38	^{235}U	0,05005	0,034	0,012
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,0515	0,31	**0,011**
2,472	0,0225	5,15	**^{239}Pu**	0,09336	0,17	**0,0061**
2,982	0,0271	5,48	**^{241}Am**	0,10355	0,15	**0,0053**
Кирпич						
d_{max}	$h(d_{max})$					
1,180	0,0059	4,18	^{238}U	0,036400	0,49	0,017
2,031	0,0101	4,76	^{234}U	0,073748	0,23	0,0080
1,802	0,0090	4,38	^{235}U	0,069706	0,225	0,082
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,055405	0,31	**0,11**
2,638	0,0132	5,15	**^{239}Pu**	0,093360	0,18	**0,0063**
2,308	0,0159	5,48	**^{241}Am**	0,103553	0,15	**0,0054**
Окись железа						
d_{max}	$h(d_{max})$					

Продолжение таблицы 3.11

Толщина слоя		***Eα***, МэВ	Радионуклид	Эффективность регистрации, ***ε(d)***	Минимально детектируемая активность МДА, fA_{min}, Бк	Минимально детектируемая условная поверхностная активность ***fa(s,d)min***, Бк/см^2
d, мг/см^2	***h(d)***, мм					
1,541	0,0029	4,18	^{238}U	0,0364	0,49	0,017
2,626	0,0050	4,76	^{234}U	0,0737	0,23	0,0080
1,802	0,0036	4,38	^{235}U	0,0500	0,34	0,082
			^{238}U+^{234}U+ ^{235}U	0,0550	0,31	**0,010**
3,392	0,0065	5,15	**^{239}Pu**	0,0905	0,18	**0,0063**
4,071	0,0078	5,48	**^{241}Am**	0,1036	0,15	**0,0054**

Расчетные значения эффективностей можно использовать при выполнении реальных измерений, если выдержать рекомендуемую геометрию измерения.

Нами показано, что если загрязнение определяют методами радиометрии, то при сортировке отходов появляются следующие требования:

- необходимо исключить наличие нефиксированного загрязнения (требования к материалам, использующимся без ограничений согласно п. 3.11 ОСПОРБ 1999/2010);

- если уровень неснимаемого загрязнения соответствует отнесению отходов к РАО, полученные при исследованиях мазки используются для определения значения «радионуклидного вектора» для дальнейшей оценки удельных активностей РАО в первичных упаковках.

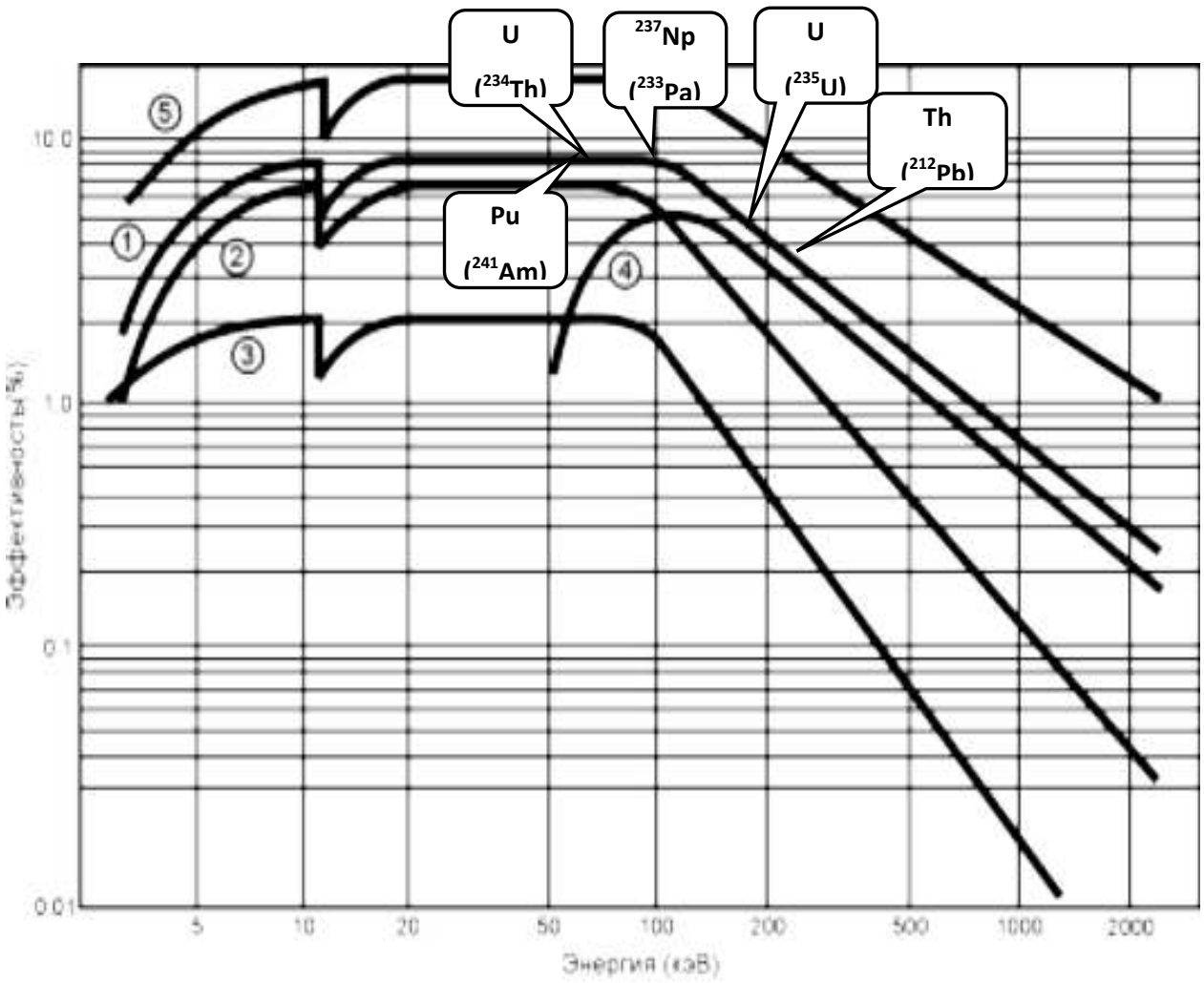
3.1.2.2. Оценка поверхностной плотности загрязнения гамма-спектрометрами с коллимированным германиевым детектором, характеризация упаковок РАО

Для оценки чувствительности гамма-спектрометра с точки зрения контроля альфа-излучающих радионуклидов мы воспользовались приведенной эффективностью регистрации по их ключевым гамма-линиям (Рисунок 8), допуская, что фон (обусловленный в основном Комптон-эффектом) в интервале энергий 60-200 кэВ можно считать постоянным.

$$\varepsilon_{\text{при}} = \varepsilon_{\text{отн}ij} \cdot Y_{ij} \qquad (3.21)$$

$\varepsilon_{\text{отн}ij}$– относительная эффективность регистрации гамма-квантов i-радионуклидов для j энергии,

Y_{ij}- выход на распад для гамма-квантов i-радионуклида с j энергией.



(1) ReGe (коаксиальный детектор с реверсивным электродом), 15% отн. эфф-ть

XtRa (коаксиальный детектор с расширенным диапазоном), 15% отн. эфф-ть

(2) LeGe (низкоэнергетический детектор), S = 1000 см^2, Δ = 15 мм

(3) LeGe (низкоэнергетический детектор), S = 200 см^2, Δ = 10 мм

(4) GC (коаксиальный детектор), 10% отн. эфф-ть

(5) BeGe (широкополосный детектор), S = 5000 см^2, Δ = 30 мм

Рисунок 8 Типовые кривые абсолютной эффективности для различных германиевых детекторов (расстояние от источника до поверхности кожуха – 25 мм)

Эта величина будет характеризовать относительную чувствительность спектрометра с коллимированным детектором при измерении различных альфа-излучателей при условии, что загрязнение равномерно распределено по поверхности в бесконечно тонком слое (отсутствует самопоглощение).

Рассчитанные приведенные параметры представлены в Таблице 3.12.

Таблица 3.12. Эффективность регистрации основных альфа-излучателей, присутствующих в РАО в лабораторном корпусе «Б»

Радионуклид (ДП)	Энергия гамма-излучения, кэВ радионуклид	Относительная* эффективность регистрации, %	Выход на распад, %	Приведенная эффективность регистрации,% [$\cdot 10^2$]
Th-232	238,6 (Pb -212)	3,6	43,6	1,57
U-235	185,7 (U-235)	4,2	57,0	2,39
U-238	63,3 (Th-234)	3,7	3,7	0,14
Np-237	86,5 (Np-237) 98,4 (Pa-233)	8,5 8,2	12,4 16,9	1,05 1,39
Pu-238	99,9 (Pu-238)	8,2	$7{,}3\cdot 10^{-3}$	$6{,}0\cdot 10^{-4}$
Pu-239	51,6 (Pu-239)	8,5	$2{,}7\cdot 10^{-2}$	$22{,}9\cdot 10^{-4}$
Pu-240	104,2 (Pu-240)	7,8	$7{,}1\cdot 10^{-3}$	$5{,}5\cdot 10^{-4}$
Am-241	59,5 (Pu-238)	8,5	35,9	3,05

Примечание: * - следует учесть, что эффективность регистрации гамма-квантов для коллимированного детектора от плоского источника будет несколько выше, чем для точечного источника (Рисунок 8) даже при подобии геометрического фактора (телесный угол, ограничивающий поток гамма-квантов на детектор). Для первичной оценки такой подход достаточно корректен.

Нами было обнаружено присутствие радионуклидов тория и урана, которые можно отнести к естественным, но в нашем случае присутствует дополнительное загрязнение ими различных объектов и конструкций за счет техногенного фактора.

Тем не менее, для корректных измерений этих радионуклидов необходимо предварительно набрать статистику по их фоновому содержанию в строительных материалах путем проведения замеров с помощью коллимированного спектрометра в условно «чистых» помещениях.

Известно, что наиболее эффективен метод гамма-спектрометрии для определения ^{241}Am и ^{235}U, однако, в природном уране содержание (по активности) ^{238}U по сравнению с ^{235}U примерно в 29 раз выше (т.е. реально измерение ^{238}U по ^{234}Th более эффективно). Дополнительным фактором, свидетельствующим о наличии урана техногенного происхождения, является также отклонение активностей ^{238}U и ^{235}U изотопов от природных отношений (обогащенный или обедненный).

Также из представленных данных видно, что измерения радионуклидов плутония непосредственно по их излучению в варианте «пассивной» гамма-спектрометрии малоэффективны, для формирования сигнала с приемлемой статистикой за общепринятое время измерений (20-60 мин) общее количество плутония на исследуемой площади (≈ 3 м^2) должно достигать n·(1-10) миллиграмм (т.е. n·10^6 Бк).

Для оценки суммарной активности радионуклида в слое материала, который будет удаляться при дезактивации (как следствие – последующего расчета удельной активности РАО), и для обнаружения «скрытых» загрязнений, необходимым условием для корректных расчетов является точное представление о характере распределения активности определяемых радионуклидов по глубине исследуемого слоя материала.

Для наглядности влияния данного фактора нами рассмотрено, как будет изменяться реальное загрязнение ^{241}Am плоского объекта при измерении с помощью коллимированного спектрометра при экранировании загрязненного слоя слоем грунтовки различной толщины (Рисунок 9).

Исходные условия:

На поверхности имеется слой, содержащий ^{241}Am (E = 60 кэВ), допущения:

- слой малой толщины, т.е. самопоглощением можно пренебречь,
- загрязнение равномерно распределено по поверхности,
- сверху он заштукатурен (толщина – Δ), материал – гипс ($CaSO_4 \cdot 2H_2O$),

Телесный угол захвата излучения коллиматора – Ω, (Ω = 30°, 90°).

Относительная эффективность регистрации детектора - 30%.

Диаметр круга, с которого собираются фотоны – D, начальное значение D = 2 м.

Расстояние до стены (пола) – L.

Задача сводится к расчету плотности потока нерассеянных гамма-квантов от дискового источника за защитой, в точке, расположенной на оси диска. Основная расчетная формула имеет вид:

$$\varphi = \frac{S_A}{2} \cdot \left[E_1(b) - E_1(b \cdot \sec\theta)\right] \qquad (3.22),$$

где:

φ - плотность потока гамма-квантов, с$^{-1}$;

S_A - поверхностный выход гамма-квантов источника в телесный угол 4π, с$^{-1}$;

$E_1(x) = \int_x^\infty \frac{e^{-y}}{y} dy$ - интегральная показательная функция, ее значения в табулированном виде приводятся в математических справочниках;

$b = \mu \cdot d$ - толщина защиты, выраженная в числе длин свободного пробега;

$\mu = 0{,}596\,\text{см}^{-1}$ – линейный коэффициент ослабления гамма-квантов с энергией 60 кэВ в бетоне;

d- толщина защиты, см;

θ - угол, равный половине угла коллиматора.

В предельном случае при $d = 0$ формула принимает вид

$$\varphi_0 = \frac{S_A}{2} \cdot \ln(\sec\theta) \qquad (3.23)$$

В Таблице 3.13 приведены значения φ/φ_0 для значений d от 0 до 5 см с шагом 1 см и для углов коллиматора 90 и 30 градусов, а также значения $\varphi = \exp(-b)$.

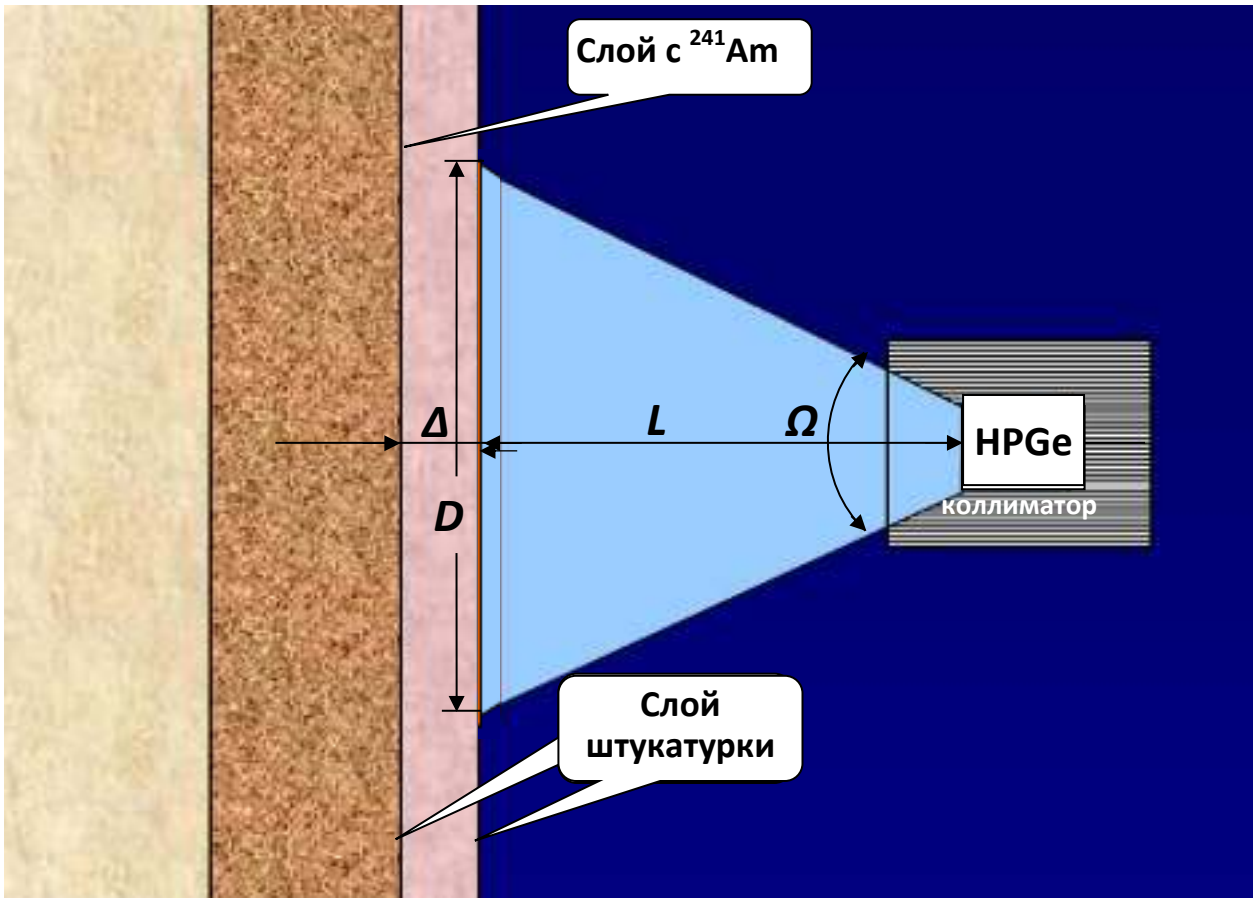


Рисунок 9 Модель для расчета ослабления потока (изменения реальной эффективности регистрации) гамма-квантов за счет экранирования плоского источника

Таблица 3.13. Интенсивность излучения ^{241}Am (E = 60 кэВ) в зависимости от толщины экранирующего слоя гипса

Толщина слоя грунтовки, см	Телесный угол коллиматора 90°	Телесный угол коллиматора 30°	*exp(-b)*
0	1,00	1,00	1,00
1,0	0,49	0,55	0,551

Продолжение таблицы 3.13

Толщина слоя грунтовки, см	Телесный угол коллиматора 90°	Телесный угол коллиматора 30°	*exp(-b)*
2,0	0,24	0,30	0,304
3,0	**0,12**	**0,16**	0,167
4,0	0,061	0,087	0,092
5,0	**0,030**	**0,048**	0,051

В графическом виде результаты расчетов представлены на Рисунке 10.

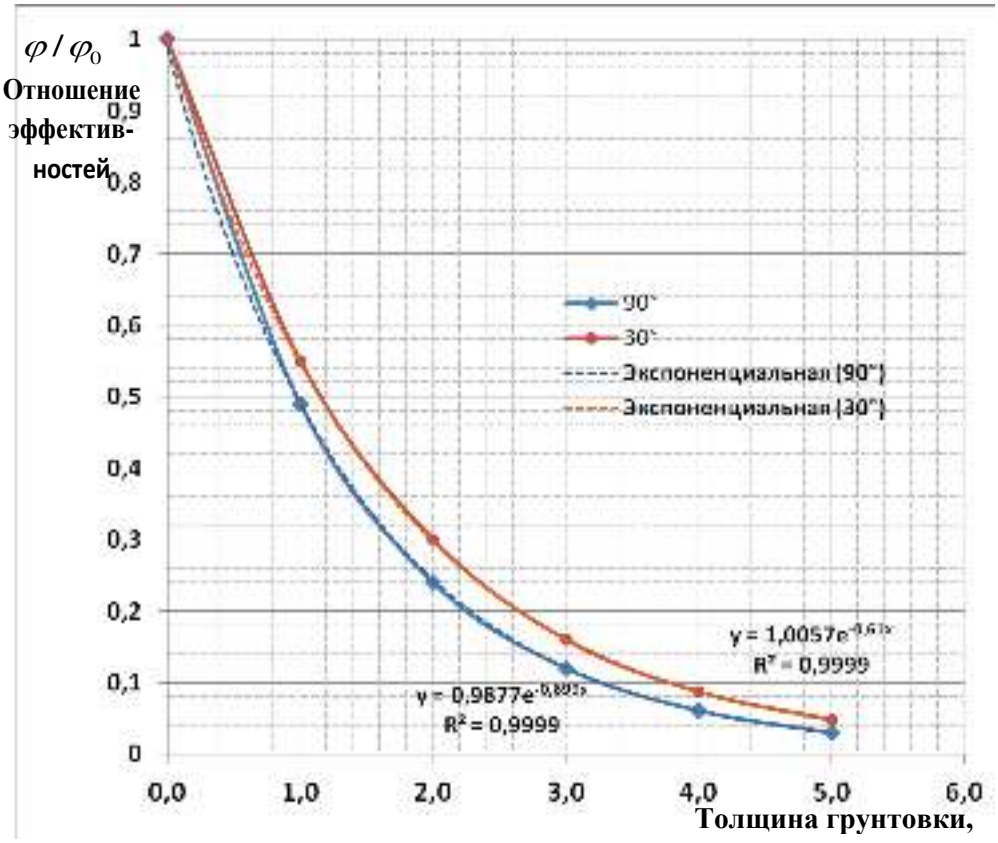


Рисунок 10 Ослабление потока (изменение реальной эффективности регистрации) гамма-квантов $E = 60$ кэВ (^{241}Am) при экранировании загрязненного слоя слоем грунтовки различной толщины

Таким образом, при слое грунтовки 3 см (наиболее вероятное значение), определенное с помощью коллимированного детектора значение плотности загрязнения ^{241}Am (а следовательно, и плутонием) будет уменьшено почти на порядок (точнее в 8,3 раза) по сравнению с фактическим. Если толщина грунтовки составит 5 см (данный вариант весьма актуален при поиске скрытых загрязнений), занижение активности ^{241}Am и плутония достигнет 34 раз.

Приведенный пример демонстрирует важность установления характера распределения активности по глубине слоя исследуемого объекта, как с точки зрения уточнения технологии его дезактивации, так и, прежде всего, для оценки объемов и удельной активности образующихся при этом ТРО.

Таким образом, для экспрессной и достоверной предварительной оценки загрязнения альфа-излучающими радионуклидами строительных конструкций, крупногабаритного оборудования, трубопроводов спецвентиляции и спецканализации, с помощью гамма-спектрометра с коллимированным детектором и программного комплекса ISOCS, необходимо решить две основные задачи:

- установить характер послойного распределения загрязнений по исследуемому объекту (в основном относится к строительным конструкциям);
- определить значение пересчетного коэффициента, называемого «радионуклидный вектор», для специфики наших РАО – отношение активностей ^{241}Am, определяемого гамма-спектрометрией и радионуклидов плутония (определяется альфа-спектрометрией с радиохимической подготовкой или/и ЖС-спектрометрией).

Таким образом, с учетом массы образующихся при дезактивации конструкций или разделке оборудования и коммуникаций можно расчетным путем провести категорирование РАО в упаковках, которые будут формироваться после выполнения указанных операций.

Данный подход путем сканирования объекта с помощью коллимированного детектора использовался нами для характеризации конечных упаковок РАО, отправляемых на хранение и переработку. Стандартным вторичными упаковочными средствами для основной части РАО (за исключением крупногабаритных фрагментов изделий) являются стальные барабаны 200-литровые с крышками ($D_{вн}$ = 590 мм, H = 845 мм, Δ = 2 мм), материал Ст 3.

При паспортизации РАО, затаренных в штатный 200-литровый контейнер, излучение гамма-квантов с энергией 60 кэВ (^{241}Am) регистрируется только из части РАО, примыкающей к внешней стенке контейнера. Из остальной внутренней части гамма-кванты вследствие поглощения не достигают детектора. Зададимся кратностью ослабления гамма-излучения в слое материала из фрагментов РАО и стенки контейнера равной 30. Рассмотрим величину поправки для трех типов РАО: фрагментов железа, бетона и штукатурки.

РАО – фрагменты железа

Исходные данные: вес фрагментов железа 159 кг, насыпной вес 0,725 г/см³.

Кратность ослабления определяется по формуле:

$$K = e^{\mu(0,2+d)} \qquad (3.24)$$

где *К*-кратность ослабления;

μ- коэффициент линейного ослабления в железе, 8,646 см$^{-1}$;

d- толщина слоя фрагментов железа, приведенная к плотности 7,8 г/см³.

Подставив значения в формулу (3.24), получим значение $d = 0,155$ см, а с учетом насыпного веса толщина фрагментов железа составит: $\Delta_{Fe} = 0,155 \cdot 7,8/0,72 = 2,1$ см.

То есть, фактически детектор регистрирует гамма-кванты, испускаемые из пристеночного слоя 2,1 см (точнее еще 3% с учетом геометрической эффективности могут быть зарегистрированы с учетом 30-кратного ослабления), объем слоя фрагментов железа составит при этом 31,5 л. Этот объем составляет 15% от объема 200-литрового контейнера. Т.е. можно допустить вероятность, что в средней части упаковки удельная активность материала может быть на порядок выше или наоборот ниже, что внесет существенные отклонения от реальных значений.

Для корректного определения удельной активности РАО необходимо вводить поправочный коэффициент. Рассмотрим несколько способов его определения для трех типов РАО (железо, бетон и штукатурка).

РАО – фрагменты бетона

Исходные данные: вес бетона в контейнере 100 кг, насыпной вес 0,48 г/см³, μ - коэффициент линейного ослабления в бетоне, 0,627 см$^{-1}$.

Расчет по формуле (3.24) для бетона дает значение толщины слоя $d = 2,7$см, а с учетом насыпного веса толщина фрагментов бетона составит: $\Delta_{бет} = 2,7 \cdot 2,35/0,48 = 13,2$ см. Объем слоя фрагментов бетона составит 159 л. Этот объем составляет 77% от объема контейнера, что означает достаточную представительность измерений содержания ^{241}Am в упаковке в виде 200-литровой бочки с фрагментами бетона (грунтом).

РАО – фрагменты штукатурки

Исходные данные: вес штукатурки в контейнере 50 кг, насыпной вес 0,24 г/см³, μ - коэффициент линейного ослабления в штукатурке, 0,25 см$^{-1}$.

Расчет по формуле (3.24) дает значение $d = 6{,}6$ см. Толщина слоя штукатурки с учетом насыпного веса составит: $\Delta_{шт} = 6{,}6 \cdot 0{,}95/0{,}24 = 26$ см. Объем слоя фрагментов штукатурки составит 223 л. Этот объем штукатурки практически равен объему контейнера.

Для уточнения значений поправочных коэффициентов на практике определялся насыпной вес материала РАО и проводились расчеты по представленным выше примерам.

3.1.2.3. Определение «радионуклидных векторов»

При наличии в составе гамма-спектрометра ОЧГ-детектора с расширенным в низкоэнергетической области диапазоном регистрации гамма-квантов, такие радионуклиды как ^{232}Th, ^{235}U, ^{238}U, ^{237}Np, ^{241}Am определяются с высокой чувствительностью по собственному излучению или по дочерним продуктам. «Проблемным» элементом является плутоний, для экспресс-оценки которого предлагается использовать ^{241}Am, накапливающийся при β-распаде ^{241}Pu. По расчетам, наиболее вероятное значение отношения активностей ^{239}Pu/^{241}Am (в нашем случае – «радионуклидный вектор») варьирует в интервале от 5,0 до 9,0.

Принимая из консервативных соображений соотношение ^{239}Pu/^{241}Am=10, при массовой доле ^{240}Pu (5,0%), получим соотношение активностей:

(^{239}Pu+^{241}Am) / ^{241}Am = 11

(^{239}Pu+^{240}Pu) / ^{241}Am = 11,93 = 12

и (^{239}Pu+^{240}Pu +^{241}Am) / ^{241}Am = 12,93 = 13

Учитывая погрешности прямых методов измерения, до экспериментального определения значений радионуклидных векторов по результатам анализа проб, для практических расчетов можно принять значения:

«сумма изотопов плутония» / ^{241}Am = 10

и «сумма трансурановых элементов» / ^{241}Am = 10.

Мазки, отобранные при радиационных обследованиях оборудования и помещений, в случае превышения уровней радиоактивного загрязнения, являющихся критериями отнесения отходов к радиоактивным отходам, объединяют по принципу принадлежности к одному помещению (объекту) или различным объектам, которые впоследствии будут размещены в общей первичной упаковке РАО.

Из собранных таким образом партий мазков (от 5 мазков и более) готовят счетные образцы посредством озоления и последующих операций пробоподготовки, зависящих от методики последующих спектрометрических (радиометрических) измерений: гамма-спектрометрия, ЖС-спектрометрия, альфа-спектрометрия.

По результатам лабораторных анализов счетных образцов определялся полный состав радионуклидов в мазках, по которому рассчитываются радионуклидные вектора (отношения активностей), необходимые для экспрессного определения уровней радиоактивного загрязнения (удельной активности) изотопов плутония и общего количества трансурановых элементов на основе измерений содержания ^{241}Am переносными гамма-спектрометрами:

$$^{239}\text{Pu} / {}^{241}\text{Am}$$

$$(^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}) / {}^{241}\text{Am}$$

$$(^{238}\text{Pu}+^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}) / {}^{241}\text{Am}$$

$$(^{238}\text{Pu}+^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}+^{241}\text{Am}) / {}^{241}\text{Am}$$

$$(^{238}\text{Pu}+^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}+^{241}\text{Am}+^{237}\text{Np}) / {}^{241}\text{Am}$$

Полученные результаты лабораторных анализов использовали далее для определения радионуклидных векторов, необходимых для экспрессного определения уровней радиоактивного загрязнения (удельной активности) изотопов плутония и общего количества трансурановых элементов на основе измерений суммарной активности и плотностей потоков альфа-излучения и бета-излучения:

^{239}Pu / «суммарная активность альфа-излучателей»

(^{239}Pu+^{240}Pu) / «суммарная активность альфа-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu) / «суммарная активность альфа-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am) / «суммарная активность альфа-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am+^{237}Np) /«суммарная активность альфа-излучателей»

^{239}Pu / «суммарная активность бета-излучателей»

(^{239}Pu+^{240}Pu) / «суммарная активность бета-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu) / «суммарная активность бета-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am) / «суммарная активность бета-излучателей»

(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am+^{237}Np) /«суммарная активность бета-излучателей»

«суммарная активность альфа-излучателей» / «суммарная активность бета-излучателей»

Определение значений радионуклидных векторов по результатам анализа *n* образцов (мазков) осуществляется в предположении распределения радионуклидов в составе загрязнения по логарифмически нормальному закону [63, 64].

Удельная активность трудно определяемых радионуклидов или их смеси рассчитывается по формуле:

$$A_d = f_{SF} \cdot A_k \qquad (3.25)$$

где A_d– удельная активность трудноопределяемых радионуклидов или их смеси, Бк/г;

f_{SF} – радионуклидный вектор;

A_k – удельная активность реперных радионуклидов или их смеси (^{241}Am, суммарная активность альфа-излучателей, суммарная активность бета-излучателей), Бк/г;

Значения радионуклидных векторов рассчитывали как среднее геометрическое по результатам определения содержания радионуклидов в n образцах, приготовленных из мазков и других проб обследуемых объектов:

$$f_{SF} = \sqrt[n]{\left(\frac{A_{d,1}}{A_{k,1}} \times \ldots \frac{A_{d,i}}{A_{k,i}} \times \ldots \frac{A_{d,n}}{A_{k,n}}\right)} \qquad (3.26)$$

где $A_{k,i}$ – удельная активность реперных радионуклидов или их смеси в *i* - том образце (*i*= 1…*n*), Бк/г;

$A_{d,i}$ – удельная активность трудноопределяемых радионуклидов или их смеси в *i* - том образце (*i* = 1…*n*), Бк/г;

n – количество образцов.

Интервал значений, в котором с доверительной вероятностью (1-α) находится логарифм радионуклидного вектора:

$$Ln(f_{SF}) - t_{1-\frac{\alpha}{2},n-1} \cdot \frac{S}{\sqrt{n}} \leq Ln(f_{SF}) \leq Ln(f_{SF}) + t_{1-\frac{\alpha}{2},n-1} \cdot \frac{S}{\sqrt{n}} \qquad (3.27)$$

$$S = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{n}[Ln(f_{SF})_i - \overline{Ln(f_{SF})}]^2}{n-1}} \qquad (3.28)$$

где $Ln\ (f_{SF})$ – логарифм значения радионуклидного вектора;

S – стандартное отклонение значений логарифмов радионуклидных векторов;

α =0,05 – уровень значимости;

$t_{1-\alpha/2,n-1}$ – коэффициент t – распределения Стьюдента для доверительного интервала (1 - α) = 0,95.

Интервал значений, в котором с доверительной вероятностью (1-α) находится значение радионуклидного вектора:

$$exp\left[Ln(f_{SF}) - t_{1-\frac{\alpha}{2},n-1} \cdot \frac{S}{\sqrt{n}}\right] \leq f_{SF} \leq exp\left[Ln(f_{SF}) + t_{1-\frac{\alpha}{2},n-1} \cdot \frac{S}{\sqrt{n}}\right] \qquad (3.29)$$

Таким образом, с помощью численного моделирования прохождения α-частиц через вещества различного состава был проведен расчет эффективности их регистрации блоком детектирования БДПА-01. В модели, по которой проводили расчеты, учитывались различные условия измерений (расстояние до источника, радионуклидный состав α-излучателей, тип материала с учетом его состава, плотности и пористости, наличие дополнительной защитной пленки, предохраняющей детектор от загрязнения). Проведена оценка возможности использования переносных радиометров для определения поверхностной загрязненности и удельных активностей радионуклидов на загрязненных объектах с учетом их морфологии.

Кроме того исследованы возможности полевой гамма-спектрометрии для оценки поверхностной плотности загрязнения объектов радионуклидами урана и трансурановых элементов. При наличии в составе гамма-спектрометра ОЧГ-детектора с расширенным в низкоэнергетической области диапазоном регистрации γ-квантов, такие радионуклиды как ^{232}Th, ^{235}U, ^{238}U, ^{237}Np, ^{241}Am определяются с высокой чувствительностью по собственному излучению или по дочерним продуктам. «Проблемным» элементом является плутоний, для экспресс-оценки которого предлагается использовать ^{241}Am, накапливающийся при β-распаде ^{241}Pu. По расчетам, наиболее вероятное значение отношения активностей ^{239}Pu/^{241}Am (в нашем случае – «радионуклидный вектор») варьирует в интервале от 5,0 до 9,0.

3.1.3. Выводы

1. Разработана методология экспрессной оценки объемов РАО с помощью альфа- и гамма-спектрометрии. Проведена оценка возможности использования переносных

радиометров для определения поверхностной загрязненности и удельных активностей радионуклидов на загрязненных объектах с учетом их морфологии. Исследованы основные источники погрешностей при обследовании строительных конструкций и крупногабаритного оборудования методом полевой спектрометрии. Для компетентной оценки активности РАО необходимо проводить корректный пробоотбор, отражающий как реальное распределение активности по глубине материалов, так и флуктуации изотопного соотношения $^{239}Pu/^{241}Am$.

2. Исследованы возможности полевой гамма-спектрометрии для оценки поверхностной плотности загрязнения объектов радионуклидами урана и трансурановых элементов. Проведены расчет эффективности регистрации основных альфа-излучателей путем моделирования пространственно-энергетических параметров конкретного гамма-спектрометрического детектора методом Монте-Карло, проверка адекватности модели с помощью тестовых измерений и собственно расчет кривых эффективности. «Проблемным» элементом является плутоний, для экспресс-оценки которого предлагается использовать ^{241}Am, накапливающийся при β-распаде ^{241}Pu. По расчетам, наиболее вероятное значение отношения активностей $^{239}Pu/^{241}Am$ (в нашем случае – «радионуклидный вектор») варьирует в интервале от 5,0 до 9,0.

3. На основании экспериментальных гамма-спектрометрических исследований с применением различных шаблонов геометрических объектов (параллелепипед, цилиндр, конус, полностью/частично заполненные активным материалом; профили в виде трубы, уголка, швеллера, двутавра, короба с поверхностным загрязнением; сферические и плоские поверхности (в т.ч. многослойные), плоские поверхности с экспоненциальным распределением активности) получены значения радионуклидных векторов (отношения активностей: $^{239}Pu/^{241}Am$; $(^{239}Pu+^{240}Pu)/^{241}Am$; $(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu)/^{241}Am$; $(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am)/^{241}Am$; $(^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am+^{237}Np)/^{241}Am$).

3.2. РАДИАЦИОННАЯ ОЦЕНКА СОСТОЯНИЯ ОБЪЕКТА: ЗОНИРОВАНИЕ ПОМЕЩЕНИЙ ПО УРОВНЯМ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ

В результате проведенного комплекса мероприятий для приведения корпуса «Б» в радиационно безопасное состояние были выполнены следующие работы:

- удаление из здания химреактивов, материалов, инвентаря, малогабаритного оборудования;
- демонтаж стационарного оборудования;
- демонтаж инженерных систем;
- снятие защитных покрытий, демонтаж полов, демонтаж и дезактивация строительных конструкций в помещениях.

После выполнения указанных работ проведено контрольное обследование всех помещений.

С целью получения достаточного объема данных по радиационной оценке состояния корпуса Б перед началом и в ходе выполнения работ требовалось проведение детального радиационного обследования помещений, инженерных систем и оборудования корпуса Б. Для этого нами была разработана программа радиационного обследования, где обоснован необходимый объем инструментальных и лабораторных измерений внутри помещений и на территории.

Согласно проведенному КИРО 2013 г. радиоактивное загрязнение является в основном нефиксированным, что связано с проблемой его распространения как в помещения корпуса, так и во внешнюю среду.

Кроме того отмечались заглубления радиоактивного загрязнения в поверхностных слоях стройматериалов в ряде помещений корпуса и помещения, где радиоактивное загрязнение проникло вглубь строительных конструкций через неплотности сливных спецсистем в перекрытиях этажей, а также в результате несанкционированных проливов при перемещении препаратов и жидких растворов внутри и между лабораториями.

Для защиты персонала и окружающей среды нами впервые в РФ дополнительно проведено зонирование радиационно опасных работ в зависимости от степени альфа- и (или) бета-загрязнения поверхностей оборудования и строительных конструкций, мощности амбиентной эквивалентной дозы в помещениях [113]. В соответствии с

критериями, представленными в Таблице 3.14, условно выделено четыре зоны: чистая (фоновая), условно чистая, условно загрязненная и опасная (грязная).

Таблица 3.14. Уровни радиоактивного загрязнения поверхностей оборудования и(или) строительных конструкций, определяющие разделение корпуса «Б» на зоны

Номер зоны	α - частиц · $см^{-2}·мин^{-1}$	β - частиц · $см^{-2}·мин^{-1}$	Мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч	СИЗ и СКЗ
IV (чистая)	не более 1	не более 50	не более 0,3	Рабочая спецодежда
III (условно чистая)	от 1 до 5	от 50 до 2 000	от 0,3 до 0,6	Рабочая спецодежда, бахилы, лепесток
II (загрязненная)	от 5 до 50	от 2 000 до 10 000	от 0,6 до 2,4	бахилы, лепесток, изолирующий костюм
Ia (опасная)	от 50 до 100	от 10 000 до 50 000	от 2,4 до 9,6	Однокамерный саншлюз. изолирующая маска, изолирующий костюм
Ib (чрезвычайно опасная)	от 100 до 1000	от 50 000 до 100 000	более 9,6	Двухкамерный саншлюз, изолирующая маска, изолирующий костюм
Ic (аварийная)	более 1000	Более 100 000	более 9,6	Трехкамерный саншлюз с вентиляцией, изолирующие костюмы с подачей воздуха, дезактивационная кабина

Примечания:

– нормируется общее (снимаемое и неснимаемое) загрязнение;

– при отнесении помещения к той или иной зоне критерием является максимальный уровень локального загрязнения по альфа- или бета-излучающим нуклидам, обнаруженного в пределах помещения;

– в зонах I и II присутствует нефиксированное загрязнение.

Такое зонирование не противоречит требованиям НРБ-99/2009 [65] и соответствует таблице 8.9 по допустимым уровням радиоактивного загрязнения поверхностей рабочих помещений. Соотнесение уровней зонирования с требованиями таблицы 8.9 НРБ-99/2009 показывает:

– IV зона соответствует фоновым значениям поверхностей рабочих помещений;

– III зона - это уровень загрязнения основной спецодежды, внутренней поверхности дополнительных средств индивидуальной защиты, наружной поверхности спецобуви, поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования, который не превышает 5 (20) частиц/($см^2$·мин) для α-радионуклидов и 2000 частиц/($см^2$·мин) для β-радионуклидов;

– II зона соответствует значениям поверхностного допустимого загрязнения помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования,

наружной поверхности дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемых в саншлюзах, которые не должны превышать 50 (200) частиц/(см^2·мин) для α- радионуклидов и 10 000 частиц/(см^2·мин) для β- радионуклидов;

– I зона соответствует уровням аварийного радиоактивного загрязнения, требующего предварительной дезактивации поверхностей помещений и оборудования, специальных мероприятий и инженерно-технических средств по радиационной защите персонала.

На основе полученных данных по загрязнению напольных покрытий, стен, оборудования в помещениях, были построены картограммы, которые характеризуют пространственное распределение α- и β- радионуклидов (Приложение 1). На картограммах радиационных полей выделены цветом все зоны:

- зеленый цвет – IV зона, фоновые значения поверхностного состояния помещений;

- желтый цвет – III зона, радиоактивное загрязнение, которое соответствует зоне постоянного пребывания персонала;

- красный цвет – II зона, допустимо периодическое пребывание персонала с использованием основных средств индивидуальной защиты;

- коричневый цвет – I зона, допустимо ограниченное пребывание персонала при использовании дополнительных средств индивидуальной защиты;

- черный цвет – аварийные помещения, выполнение работ в которых возможно при наличии дополнительных саншлюзов, в изолирующих костюмах с внешней подачей воздуха – 1 класс работ (таблица 3.8.1 ОСПОРБ-99/2010) [66].

Таким образом, в соответствии со схемой зонирования (Приложение 1) помещения, относящиеся к зоне III и IV, предлагается обследовать по регулярной сети, а помещения, отнесенные к I и частично к зоне II, которые характеризовались наибольшей степенью загрязнения трансурановыми радионуклидами, обследовать более подробно с учетом существовавшей ранее схемы размещения лабораторных шкафов, боксов, спецканализации, спецвентиляции (результаты приведены в Приложении 2).

Такое зонирование дало возможность обосновать время нахождения персонала при проведении работ в аварийных помещениях и рекомендации по защите от внутреннего облучения. В чистой зоне индивидуальная защита органов дыхания не требуется. Основные средства индивидуальной защиты используются при нахождении в

условно чистой зоне, при проведении работ в условно загрязненной зоне они требуют дезактивации. Дополнительные средства индивидуальной защиты применяются при проведении работ с ограниченным пребыванием персонала в грязной зоне (противогазы, изолирующие костюмы с внешней подачей воздуха).

3.2.1. Обоснование организационно-методических подходов к проведению работ, обеспечению безопасности персонала и окружающей среды

3.2.1.1. Организационно-методические подходы по взаимодействию заинтересованных сторон

В соответствии с проектной документацией, разработанной нами совместно с ОАО «РАОпроект», работы по выводу из эксплуатации включали следующие этапы:

Подготовительный этап:

- организация погрузочно-разгрузочной площадки у корпуса «Б»;
- создание систем обеспечения безопасности проведения работ – создание систем КРБ, ФЗ, АПС, дополнительной (на время проведения работ) системы вентиляции и локальных систем газоочистки);
- реконструкция санпропускника;
- создание наружных санпропускников и их инженерной инфраструктуры;
- организация узла обращения с химреактивами и «чистыми» отходами;
- организация узла обращения с РАО;

Основной этап:

- дезактивация и демонтаж технологического оборудования и трубопроводов;
- дезактивация помещений;
- получение заключения о радиационном состоянии строительных конструкций корпуса.

Заключительный этап:

- демонтаж строительных конструкций всего здания, включая фундаменты;
- реабилитация территории.

Для успешного выполнения указанных работ большое значение имеет место разработка организационно-методических подходов к взаимодействию различных организаций между АО «ВНИИНМ» и ООО «Квант». Учитывая тот факт, что заказчиком работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б» являлась Госкорпорация «Росатом», а также то, что работы предстояло проводить на территории

эксплуатирующей организации АО «ВНИИНМ», перед началом проведения работ по ВЭ корпуса «Б» между ООО «Квант» и АО «ВНИИНМ» было разработано положение о взаимодействии, разграничивающее компетенции сторон при проведении работ.

Схема взаимодействия организаций приведена на Рисунке 11.

Рисунок 11 Разграничение полномочий, ответственности и функций организаций при проведении работ

Разграничение полномочий, ответственности и функций было определено следующим образом:

1. В исключительной компетенции АО «ВНИИНМ»:

- исполнение функций эксплуатирующей организации и условий действия лицензий;

- общий контроль работ по (ВЭ) корпуса «Б», ответственность за обеспечение безопасности в соответствии с действующим законодательством;

- обязательства по выполнению работ по обращению с РАО;

- ознакомление персонала ООО «Квант» и его соисполнителей с положениями локальных нормативных актов АО «ВНИИНМ»;

- рассмотрение и согласование проектов производства работ (ПНР), осуществление контроля при проведении работ;

-другие компетенции.

2. В исключительной компетенции ООО «Квант»:

- выполнение работ и мероприятий по реализации Госконтракта;

- систематизация, документация и передача в АО «ВНИИНМ» информации в объеме требований согласно п.п. 5.2.5, 5.2.6 НП-057-04 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ЯУ ЯТЦ» [67];

- ознакомление и выполнение персоналом ООО «Квант» и его соисполнителями до начала работ с требованиями радиационной, пожарной и общепромышленной безопасности, режима на территории АО «ВНИИНМ» в соответствии с локальными нормативными документами АО «ВНИИНМ»;

- организация, удаление и оплата вывоза с территории АО «ВНИИНМ» образующихся при проведении работ по Госконтракту промышленных отходов (за исключением материалов и изделий, отнесенных к категории ограниченного использования), бытовых отходов и строительного мусора;

- обязательства по выполнению работ по обращению с РАО;

- разработка и согласование с АО «ВНИИНМ» ПНР по каждому этапу работ Госконтракта;

- другие компетенции.

3. В совместной компетенции АО «ВНИИНМ» и ООО «Квант»:

- комиссионная прием-передача в ведение ООО «Квант» объектов (участков и мест выполнения работ);

- комиссионное расследование причин, обстоятельств и последствий нарушений требований норм и правил в области безопасности;

- подготовка и осуществление мероприятий и принятие мер по предупреждению нарушений требований норм и правил в области безопасности и санитарно-пропускного режима;

- разработка документированных процедур и инструкций по обращению, учету и контролю РАО с их обязательным согласованием АО «ВНИИНМ».

При этом предусматривались следующие формы взаимодействия:

- договорные отношения по выполнению (обеспечению) работ и мероприятий по исполнению Госконтракта;

- взаимные консультации и информационная поддержка по вопросам исполнения Госконтракта, представляющим взаимный интерес;

- рабочие группы для координации совместной деятельности по исполнению Госконтракта.

Помещения корпуса Б и территория строительной площадки были переданы ООО «Квант» для проведения дезактивационных и рекультивационных работ.

Схема взаимодействия рабочих групп приведена на Рисунке 12.

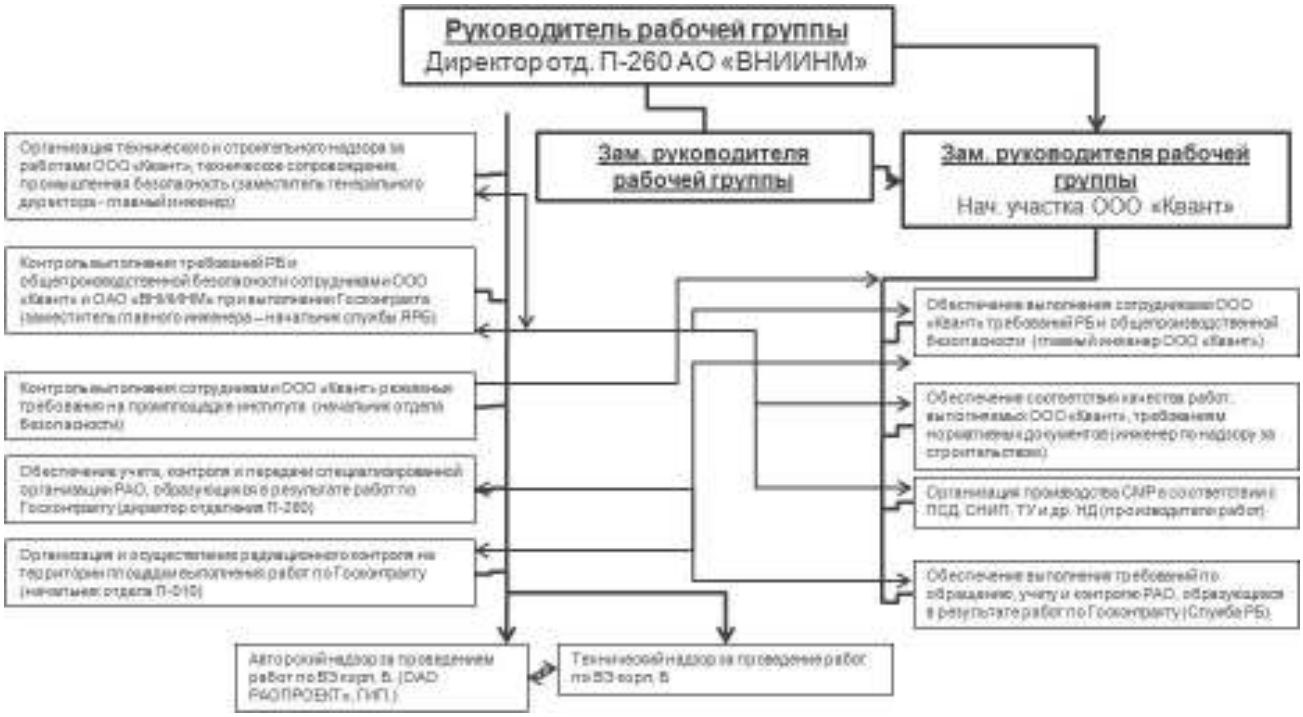


Рисунок 12 Схема взаимодействия рабочих групп организаций

3.2.1.2. Порядок обеспечения радиационной безопасности

Основными функциями по обеспечению радиационной безопасности являлись:

- поддержание в готовности собственных сил и средств обеспечения радиационной безопасности;

- управление собственными силами и средствами обеспечения радиационной безопасности в повседневных условиях и при чрезвычайных ситуациях.

Организационная схема обеспечения безопасности приведена ниже (Рисунок 13).

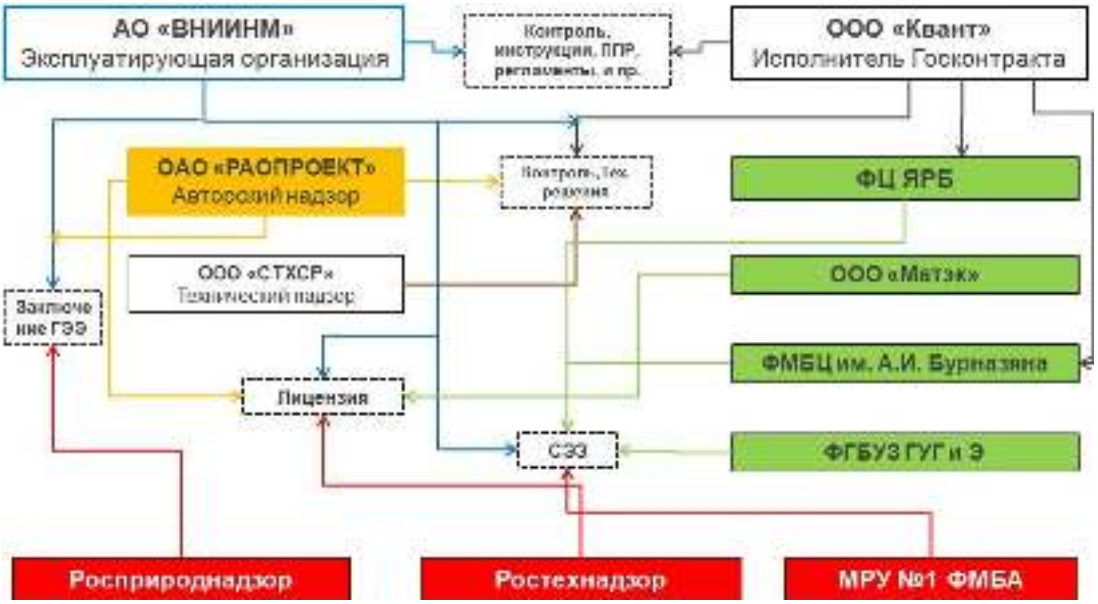


Рисунок 13 Организационная схема обеспечения безопасности

При работах соблюдались следующие принципы обеспечения радиационной безопасности [65], [66].

Для осуществления радиационно безопасного вывода корпуса из эксплуатации деятельность АО «ВНИИНМ» и ООО «Квант» была направлена на обеспечение достижения следующих основных целей:

- создание условий деятельности людей, отвечающих требованиям НРБ-99/2009;

- установление контрольных уровней воздействия для облучения от техногенных источников излучения;

- создание условий для эффективного использования сил и средств единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций в случае возникновения аварий;

- обеспечение соответствующего режима работ в помещениях различных зон, установленных в зависимости от уровня радиоактивного загрязнения;

- обеспечение режима конфиденциальности, необходимость в которой обусловлена потребностями сохранения государственной тайны или требованиями физической защиты вывозимых с территории института РАО.

Кроме всего перечисленного, радиационная безопасность при обращении с РАО обеспечивалась применением ряда последовательных барьеров на пути распространения РАО за пределы СЗЗ. К этим барьерам следует отнести:

- защитно-аккумулирующие покрытия, покрытия систем пылеподавления;

- элементы транспортного упаковочного комплекта, предназначенные для удержания радиоактивных материалов.

Проектные основы в области обеспечения радиационной безопасности обеспечивались путем применения следующих решений:

- организация санитарно-пропускного режима, как в корпусе, так и на строительной площадке;

- защитное шлюзование точек проведения работ с высоким уровнем загрязнения и зонирование помещений;

- использование СИЗ различного назначения [68];

- многоступенчатый дозиметрический и радиометрический контроль как внутри корпуса, так и на территории строительной площадки;

- применение специальных дезактивирующих матов;

- застил полиэтиленовой пленкой с регулярной заменой;

- использование безопасных элементов существующей и временной (предварительный монтаж и подключение) систем спецвентиляции с организацией трехступенчатой очистки сбросной воздушной среды при выполнении работ;

- обращение с РАО только внутри здания и исключение выхода за пределы корпуса не контейнеризованных РАО.

3.2.1.3. Корректировка технологического регламента работ в загрязненных и аварийных помещениях

В ходе проведения КИРО лабораторного корпуса «Б» а также работ по разгерметизации, вскрытию боксов, цепочек боксов с извлечением осадков, отложений, остатков технологических растворов, и последующим отбором проб были выявлены помещения с чрезвычайно высокими уровнями загрязнения альфа-излучающими радионуклидами, преимущественно плутония.

Характерной особенностью загрязнения таких помещений является наличие тонких фракций пыли (размеры аэрозолей), из-за чего существенно усложняется организация работ:

- необходимо предпринимать существенные контрмеры для ограничения распространения радиоактивного загрязнения за пределы аварийных помещений при выполнении работ (организация трехсекционных шлюзов, организация «мокрой» дезактивации в саншлюзах, дополнительная герметезация стыковочных узлов);

- организация повышенной защиты персонала (вплоть до изолирующих костюмов) с целью недопущения внутреннего облучения наиболее радиотоксичными альфа-излучателями;
- при проведении радиационного обследования в таких помещениях вероятно необратимое (не поддающееся дезактивации) загрязнение поверхностей блоков детектирования для измерения плотности потоков альфа-частиц (т.к. измерения необходимо проводить практически вплотную к загрязненной поверхности);
- перед проведением пробоотбора и работ по демонтажу (разделке) оборудования необходимо зафиксировать пылевые фракции, в то же время участки оборудования должны быть в последующем доступны для проведения указанных операций.

В процессе проведения работ методом дезактивации поверхностного загрязнения помещений выявили, что в воздухе появляются мелкодисперсные фракции пыли, с размером аэрозольных частиц менее 10 мкм, которые плохо улавливаются СИЗ, но они задерживаются в легких, являются опасными для здоровья персонала. Это частицы с фракцией 2,5 и 10 мкм, которые имеют индексы PM_{10} и $PM_{2,5}$, и с 2010 года их содержание нормируется. Данные фракции пыли не задерживаются промышленными пылесосами, практически не оседают за счет гравитационных эффектов и, соответственно, выявление их содержания требуется для защиты персонала с позиций радиационно гигиенического нормирования [69, 70, 72, 101]. В настоящее время в качестве критерия оценки качества атмосферного воздуха в России используются санитарно-гигиенические нормы - предельно допустимые концентрации (ПДК) и ориентировочные безопасные уровни воздействия (ОБУВ) загрязняющих веществ в воздухе населенных мест. Такие нормативы установлены для более 2000 веществ и смесей. Поэтому вполне обоснованным является переход от наблюдения общего содержания взвешенных частиц к наблюдениям за содержанием PM_{10} и $PM_{2,5}$. Согласно принятому дополнению № 8 к ГН 2.1.6.1338-03 [71], в России установлены соответствующие ПДК загрязняющих веществ в атмосферном воздухе населенных мест, но документы для защиты персонала требуют уточнений.

Для организации работ в помещениях с экстремально высокими уровнями загрязнения альфа-излучателями, прежде всего плутонием, необходимо, в первую очередь, зафиксировать частицы фракции пыли микронных размеров, для которых

воздействие конвективных потоков воздуха в помещении (за счет работы вентиляции, передвижения персонала, проведения каких-либо работ) будет преобладающим. В таких случаях общепринятая практика фиксации загрязнений твердеющими полимерными покрытиями будет малоэффективна.

Для ограничения распространения радиоактивного загрязнения за пределы этих помещений пришлось срочно принимать меры подавления пылеобразования. Были организованы трехсекционные шлюзы с «мокрой» дезактивацией путем осаждения частиц аэрозольных фракций пыли с каплями водяного тумана.

На Рисунке 14 приведена полученная зависимость скорости седиментации от размера частиц воды, что дает возможность достаточно корректно оценить поведения частиц пыли такого же диаметра.

Находясь в пространстве турбулентной атмосферы со скоростью движения даже меньшей, чем скорость их собственной седиментации, капли переносятся турбулентными потоками, т.е. имеет место турбулентная диффузия капель в объеме помещения (газожидкостной аналог «броуновского» движения твердых частичек в жидкости).

Из диаграммы следует, что для частиц диаметром менее 60 мкм скорость оседания оценивается менее 10 см/с, это означает, что вертикальная составляющая их перемещения уже не является доминирующей и при интенсивном движении в таких помещениях конвекционные потоки вносят более существенный вклад. Расчеты показывают, что частицы плутония микронных размеров несут на себе активность порядка n·(1-10) Бк, как правило, они ассоциированы с частицами материала значительно меньшей плотности («наездники») [113].

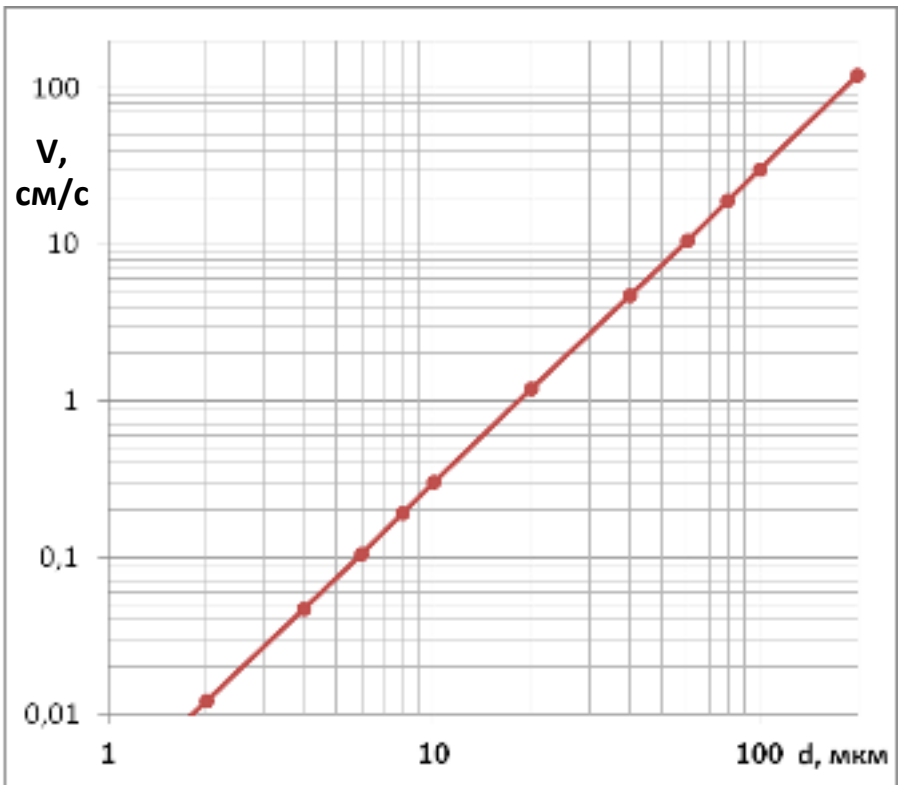


Рисунок 14 Зависимость скорости осаждения капель воды от их размера (ρ = 1 г/см^3)

Также отметим, что при локализации в загрязненном помещении весовых количеств плутония (миллиграммы) наблюдается его повышенная мобильность в виде аэрозоля ассоциатов частиц порошка металла или безводных диспергированных соединений («наездники») с частицами материала меньшей плотности, возникающая за счет ядер отдачи и образования заряда большой плотности на траектории. Поэтому для эффективного пылеподавления необходимо проводить распыление водного аэрозоля с размером капель не менее 100 мкм. Эти мероприятия позволяют существенно понизить содержание в воздухе рабочей зоны мелкой фракции микронных размеров до допустимого содержания [69-71, 105] и существенно повысить эффективность дезактивации.

3.2.2. Выводы

1. Уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей различных материалов и оборудования, выявленные в результате радиационных обследований, позволяют разделить помещения корпуса «Б» на четыре зоны: зона I - уровни α- и β-загрязнения превышают 50 и 10 000 частиц/см^2*мин, соответственно; для зоны II загрязнение от 5 - 50 для α-частиц и от 2 000 до 10 000 для β-частиц/см^2*мин; зона III –

не более 5 α-частицам/см^2·мин и 2000 частицам/см^2·мин для β-радионуклидов; IV зона - соответствует фоновым значениям поверхностей рабочих помещений. Впервые проведено зонирование помещений и территории РОО на категории: чистая (фоновая), условно чистая, относительно загрязненная и опасная (грязная) зоны, - что позволило обосновать время нахождения персонала в дезактивируемых помещениях и применяемые средства индивидуальной защиты.

2. При организации работ в загрязненных и аварийных помещениях для фиксации взвешенных частиц фракций пыли PM_{10} и $PM_{2,5}$, мобилизованных конвективными воздушными потоками, а также в процессе радиоактивного распада плутония в загрязнении, сопровождающимся возникновением ядер отдачи и ионизацией воздуха, необходимо предварительное распыление водного аэрозоля с размером капель не менее 100 мкм.

3. В ходе комплекса работ по выводу из эксплуатации радиационно опасного объекта обоснованы и успешно реализованы система взаимодействия эксплуатирующей организации и организации-исполнителя работ, комплекс защитных барьеров и мероприятий по предотвращению распространения радиоактивного загрязнения, что позволило обеспечить радиационную безопасность персонала и населения, экологическую безопасность.

3.3. ОБОСНОВАНИЕ РЕФЕРЕНТЫХ КРИТЕРИЕВ РАДИАЦИОННО БЕЗОПАСНОГО СОСТОЯНИЯ ОБЪЕКТА И РЕКОМЕНДУЕМЫХ УРОВНЕЙ ОСТАТОЧНОГО РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ

В результате выполнения радиационного обследования необходимо иметь исчерпывающие корректные данные по параметрам остаточного радиоактивного загрязнения объекта после проведения дезактивационных работ, включая значения мощности эффективных доз гамма-излучения, уровней загрязнения поверхностей внутри дезактивированных помещений (стены, полы) альфа- и бета- излучающими радионуклидами, остаточную удельную активность радионуклидов различного генезиса (природные, техногенные).

Нами была предпринята попытка разработать контрольные уровни радиационной безопасности (критерии радиационно безопасного состояния объекта после вывода из эксплуатации).

3.3.1. Контрольные уровни остаточного радиоактивного загрязнения

3.3.1.1. Контрольные уровни загрязнения поверхностей помещений

В соответствии с п.3.11.2 ОСПОРБ-99/2010 [66] не допускается нефиксированное (снимаемое) радиоактивное загрязнение поверхности материалов, изделий, транспортных средств и помещений, предназначенных для использования в хозяйственной деятельности, превышающее 0,4 Бк/см^2 для бета-излучающих радионуклидов и 0,04 Бк/см^2 для альфа-излучающих радионуклидов. Рекомендуемые значения допустимых уровней нефиксированного (снимаемого) радиоактивного загрязнения поверхностей указанных объектов составляют 0,5 от величины допустимых уровней для компенсации погрешностей измерений. Рекомендуемые контрольные уровни потоков α- и β-частиц в помещениях корпуса «Б» после проведения дезактивации приведены в Таблице 3.15.

Допустимые уровни фиксированного радиоактивного загрязнения материалов, изделий, транспортных средств и помещений, предназначенных для использования в хозяйственной деятельности) в ОСПОРБ-99/2010 и НРБ-99/2009 не нормируются, поэтому из консервативных соображений следует относить все значения радиоактивного загрязнения, измеренные прямым приборным методом к значениям нефиксированного (снимаемого) радиоактивного загрязнения. Таким образом,

принимаем это как условно выбранную суммарную активность для включения в конечные значения рассчитываемых параметров радиационной безопасности (критериев).

Указанные значения поверхностной активности нами использовались в качестве контрольных уровней нефиксированного (снимаемого) радиоактивного загрязнения поверхностей помещений корпуса «Б» ОАО «ВНИИНМ» после проведения дезактивационных работ, при достижении которых дальнейшее снижение поверхностного радиоактивного загрязнения путем дезактивации нецелесообразно.

Таблица 3.15. Рекомендуемые контрольные уровни загрязнения поверхностей помещений

Объект загрязнения	Контрольные уровни радиоактивного загрязнения после проведения дезактивационных работ	
	Бк/см^2 (α-част./(см^2·мин)	Бк/см^2(β-част./(см^2·мин)
Поверхности материалов, изделий, транспортных средств и помещений, предназначенных для использования в хозяйственной деятельности	0,04 (1,2*)	0,4 (12*)

Примечание: в соответствии с ОСПОРБ-99/2010 «…следует учитывать, что поверхностное радиоактивное загрязнение 0,4 Бк/см^2 соответствует 12 частиц/(см^2·мин), а 0,04 Бк/см^2 – 1,2 частиц/(см^2·мин).

Для получения достоверных данных по уровням загрязнения поверхностей, включая как снимаемое, так и фиксированное загрязнение, измерения проводили двумя методами – прямым замером потока *α*- и β-частиц с поверхности переносными радиометрами и снятием мазков (выборочно) с последующей пробоподготовкой и измерениях на стационарных приборах.

3.3.1.2. Допустимый уровень гамма-излучения в помещениях

В НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 нет значений допустимых уровней МЭД гамма-излучения в помещениях объекта (здания) выводимого из эксплуатации, обусловленных техногенными источниками излучения для работников, не являющихся персоналом, поэтому значения допустимых уровней МЭД гамма-излучения определены на основе таблицы 3.3.1 ОСПОРБ-99/2010.

В таблице 3.3.1 ОСПОРБ-99/2010 указано значение МЭД – 0,06 мкЗв/ч (с коэффициентом запаса 2), используемое при проектировании защиты от внешнего

излучения для категории облучаемых лиц «население» и категории помещений (территорий) - «любые другие помещения и территории» для продолжительности облучения 8800 ч/год. Учитывая, что в производственных условиях все работники, не являющиеся персоналом, относятся к категории население (согласно НРБ-99/2009 [65] «Население - все лица, включая персонал вне работы с источниками ионизирующего излучения») значение МЭД 0,06 мкЗв/ч может быть принято в качестве допустимого уровня МЭД для населения для производственных помещений объектов, выводимых из эксплуатации (Таблица 3.16).

Таблица 3.16. Рекомендуемый допустимый уровень МЭД в помещениях здания, выводимого из эксплуатации за счет техногенных источников излучения

Категория облучаемых лиц	Категория помещений и территорий	Допустимый уровень МЭД от техногенных источников в производственных условиях выводимых из эксплуатации объектов для населения, мкЗв/ч
Население	Любые помещения и территории, кроме помещений и территорий, предназначенных для работы персонала группы А и Б	0,06

3.3.1.3. Допустимая остаточная активность радионуклидов в отходах

В ОСПОРБ-99/2010 на основе анализа литературных данных, оценок доз облучения населения и биоты обоснована допустимая остаточная удельная активность радионуклидов в отходах, характеризующая безопасное состояние помещений и строительных конструкций при выводе из эксплуатации корпуса «Б» - нижняя граница суммарного содержания ^{241}Am и альфа-излучающих радионуклидов плутония в грунтах, строительном мусоре, металлических изделиях, равная 400 Бк/кг.

Критерием отнесения к очень низкоактивным отходам, производимых при дезактивации лабораторного корпуса «Б», являются величины удельных активностей отходов:

$$400 \le \sum A_{уд.TRU_i} \le 1000 \text{ Бк/кг},$$

где $A_{уд.TRUi}$ – удельные активности альфа-излучающих радионуклидов трансурановых элементов в строительных конструкциях внутри помещений корпуса «Б».

Данная величина, характеризующая нижнюю границу отнесения отходов к очень низко активным отходам, может быть рекомендована в качестве допустимого уровня удельной активности техногенных альфа-излучателей в отходах, непревышение которого гарантирует возможность утилизации отходов по нормам и правилам, применяемым при утилизации общепромышленных отходов.

3.3.2. Определение фоновых параметров радиационных факторов

3.3.2.1. Выбор мест измерений фоновых показателей гамма-излучения

Выбор мест измерений средне-фоновых значений МЭД определяется исходя из полученных ранее данных радиационных исследований помещений корпуса «Б» [73].

Для оценки фоновых значений отбирают «условно-чистые» помещения на каждом этаже (не менее 3-х), в которых МЭД находится в диапазоне 0,1 – 0,3 мкЗв/ч.

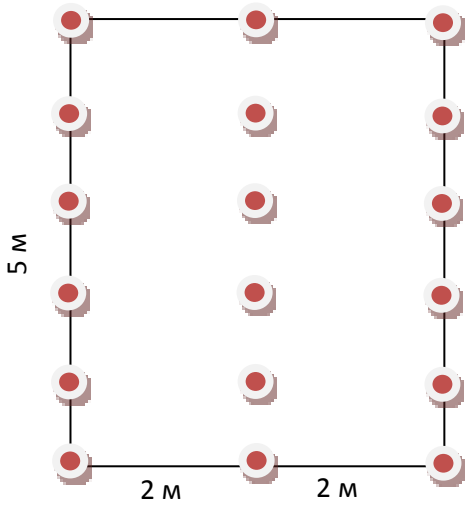


Рисунок 15 План детальной гамма-съемки

В этих помещениях проводится детальная гамма-съемка по прямоугольной сетке размером 1×2 м. (Рисунок 15). Измерения проводятся на расстоянии 0,1 м от исследуемой поверхности (пол, стены).

Средне-фоновое значение МЭД в каждом помещении определяется по формуле:

$$\overline{P}_{фi} = \frac{1}{N}\sum_{i}^{N} P_i \qquad (3.30)$$

где $\overline{P_{фi}}$– средне-фоновое значение МЭД по i-тому помещению, мкЗв/ч;

P_i – измеренная мощность амбиентного эквивалента дозы в i-той точке помещения, мкЗв/ч;

N – число точек измерений в помещении.

Среднее значение МЭД по М помещениям оценивается как:

$$P_ф = \frac{1}{M}\sum_{i}^{M} \overline{P}_{фi} \qquad (3.31)$$

где $P_ф$ - средне-фоновое значение МЭД гамма-излучения по результатам измерения в М помещениях, мкЗв/ч;

M – количество помещений, в котором определяются фоновые значения МЭД;

Среднеквадратическое отклонение величины $P_ф$ рассчитывается по формуле:

$$\sigma_{\phi\gamma} = \sqrt{\frac{\sum_{1}^{M}(\overline{P_{\phi}} - \overline{P}_{\phi i})^2}{M(M-1)}} \qquad (3.32)$$

Оценка значений МЭД осуществляется с помощью приборов, имеющих нижний диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы 0,03 мкЗв/ч.

3.3.2.2. Фоновые показатели альфа- и бета-излучения

Оценка средних фоновых значений плотностей потоков альфа- и бета-излучения, также как и для гамма-фона, осуществляется в «условно-чистых» помещениях на каждом этаже, где потоки α-частиц находятся в пределах 0,1 ÷1,0 мин$^{-1}$см$^{-2}$ и β-частиц в пределах 1 ÷ 10 мин$^{-1}$см$^{-2}$, соответственно.

Измерения проводят по сетке 2×1 м (обследуются пол, потолок, стены). Затем вычисляют средне-фоновые значения и среднеквадратические отклонения по формулам (3.30)-(3.32), в которые вместо измеренных значений МЭД гамма-излучения подставляются измеренные значения плотностей потоков альфа- и бета-излучения. Полученные средне-фоновые значения плотностей потоков альфа-излучения $N_{\alpha\,\phi}$ и $N_{\beta\phi}$ с учетом неопределенностей их измерения $2\sigma_{\phi\alpha}$ и $2\sigma_{\phi\beta}$ используются при оценках радиационной безопасности помещений после проведения дезактивационных работ (Таблица 3.21).

Измерения плотностей потоков альфа-излучения и бета-излучения должны осуществляться с помощью радиометров с диапазоном измерения плотности потока альфа-частиц 0,1 ÷ 10^5 мин$^{-1}$см$^{-2}$ и диапазоном измерения плотности потока бета-частиц 1 ÷ 5·10^5 мин$^{-1}$см$^{-2}$.

При обследовании «условно-чистых» помещений переносными приборами измеренные радиационные показатели варьировали в следующих пределах:

- значения МЭД, измеренного на расстоянии 0,1 м от поверхности строительных конструкций варьировало в 0,14 ÷ 0,17 мкЗв/час,

- плотность потока альфа-частиц 0,14 ÷ 0,17 част./см^2·мин,

- плотность потока бета-частиц 6 ÷ 9 част./см^2·мин.

С учетом проведенных измерений, критериями завершения дезактивационных работ в помещениях при их контроле переносными приборами являются нижеследующие (Таблица 3.17).

Таблица 3.17. Критерии приемлемости для окончания дезактивационных работ при обследовании помещений переносными приборами

Мощность амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения, мкЗв/ч		Потоки α- и β- частиц от поверхностей помещения	
высота 0,1 м	высота 1 м	Плотность потока бета-частиц, част $мин^{-1}$ $см^{-2}$	Плотность потока альфа-частиц, част $мин^{-1}$ $см^{-2}$
Среднее арифметическое			
0,14 ÷ 0,17	0,14 ÷ 0,18	6,0 ÷ 7,6	0,14 ÷ 0,20
Критерии приемлемости			
0,22	0,21	18	1,3

Указанные показатели учитывают вклад естественных компонентов в контролируемые показатели, которые варьируют в зависимости от типа строительных материалов.

3.3.2.3. Фоновые показатели активности радионуклидов

В условно-чистых помещениях были отобраны 67 проб кернов строительных материалов. Материалы были представлены силикатным кирпичом, красным (керамическим) кирпичом на основе глины и цементным камнем.

После измельчения и усреднения материала пробы исследовали на суммарное содержание альфа- и бета излучателей а также определяли состав гамма-излучателей на высокочувствительном спектрометре на базе ОЧГ-детектора с относительной эффективностью регистрации 100%.

На Рисунке 16 показаны альфа- и бета излучатели в радиоактивных цепочках семейств ^{238}U и ^{232}Th. С учетом полного состава рядов из предположения, что дочерние радионуклиды радиоактивных семейств урана (^{238}U), тория (^{232}Th) находятся в вековом равновесии, можно посчитать суммарные показатели альфа- и бета- активности материалов.

Из представленных схем распада следует, что в радиоактивной цепочке семейства ^{238}U присутствует 8 α-излучателей и 6 β-излучателей, в ряду ^{232}Th – 6 α-излучателей и 4 β-излучателя. Тогда общую альфа- и бета-активность образцов конструкционных материалов здания можно представить следующим образом:

$$A_{\sum\alpha} = 8 \cdot A_{Ra\text{-}226} + 6 \cdot A_{Th\text{-}228}$$

$A_{\sum\beta} = 6 \cdot A_{Ra\text{-}226} + 4 \cdot A_{Th\text{-}228} + A_{K\text{-}40}$

где $A_{Ra\text{-}226}$, $A_{Th\text{-}228}$, $A_{K\text{-}40}$ – удельные массовые активности соответствующих радионуклидов, определяемые экспресс-методом гамма-спектрометрии.

Средние значения удельной активности естественных радионуклидов по некоторым республикам СНГ представлены в Таблице 3.18.

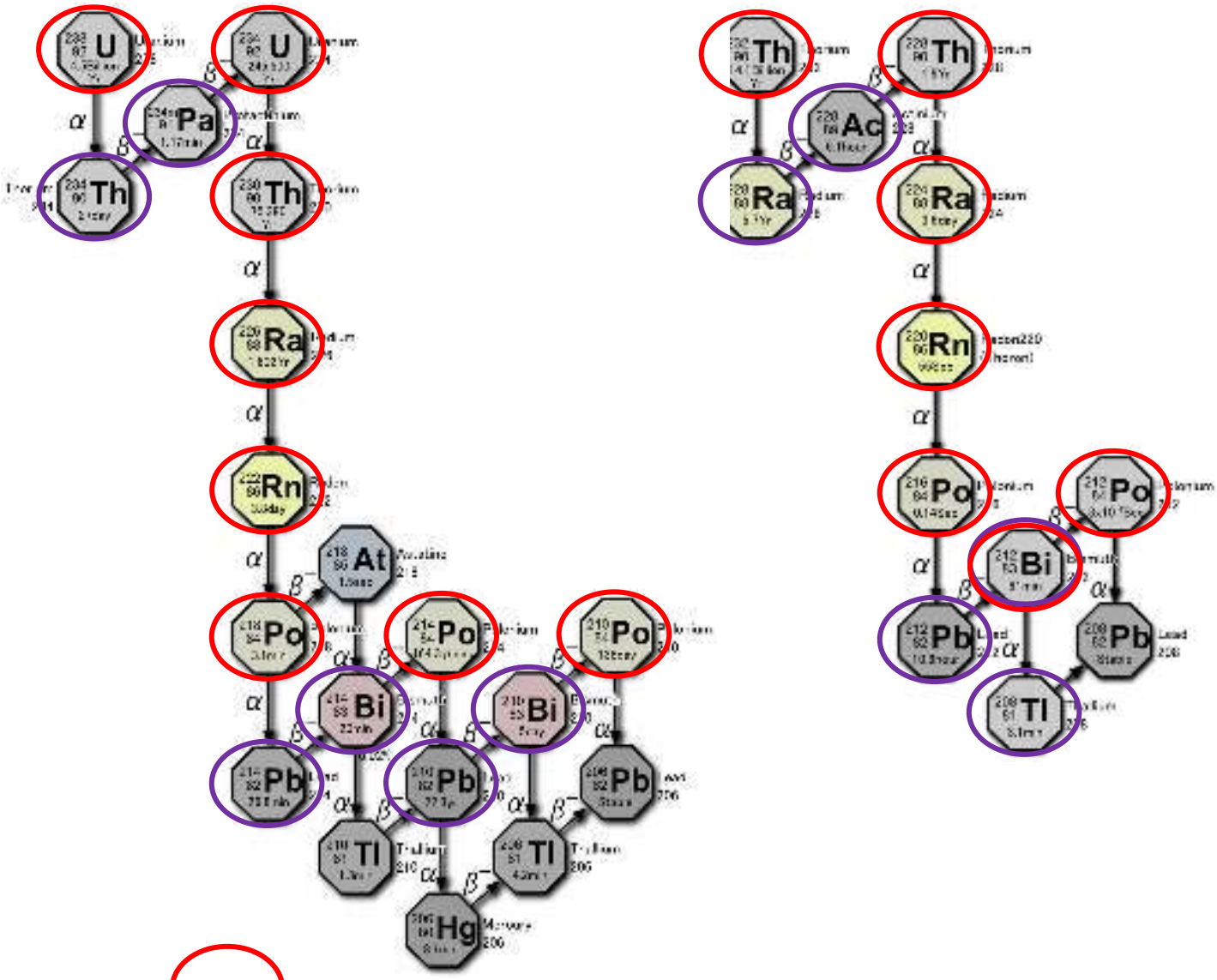
Таблица 3.18. Средние значения удельной активности естественных радионуклидов в образцах стройматериалов по странам СНГ [74]

Происхождение	Количество исследованных образцов	Удельная активность, Бк/кг		
		^{226}Ra	**^{232}Th**	**^{40}K**
РФ	2944	25,2	24,4	370
Украина	517	28	33	407
Казахстан	184	42	27	511
Белоруссия	62	24	29	585

Тогда, удельные суммарные активности альфа- и бета- излучателей для стройматериалов, представленных в Таблице 3.18, полученные расчетным путем, равны значениям, приведенным в Таблице 3.19.

Таблица 3.19. Рассчитанные значения суммарных активностей альфа- и бета-излучателей для стройматериалов с усреднённым содержанием природных радионуклидов

Происхождение	Количество исследованных образцов	Суммарная удельная активность, Бк/кг		Отношение активностей
		$A_{\sum\alpha}$	$A_{\sum\beta}$	$A_{\sum\beta}/A_{\sum\alpha}$
РФ	2944	348	619	1,78
Украина	517	422	707	1,68
Казахстан	184	498	871	1,75
Белоруссия	62	366	845	2,31



- альфа-излучающие радионуклиды (основная схема распада)

- бета-излучающие радионуклиды (основная схема распада)

Рисунок 16 Схемы распада в радиоактивных цепочках семейств ^{238}U и ^{232}Th

При исследовании проб конструкционных материалов суммарные показатели в значительной степени зависели от типа (силикатный кирпич, керамический кирпич, цементный камень) и варьировали в пределах: $A_{\sum\alpha}$ (≤130÷707) Бк/кг, $A_{\sum\beta}$ (257÷1095) Бк/кг. При этом расчетные показатели суммарной активности по результатам гамма-спектрометрии составили $A_{\sum\alpha}$ (68÷636) Бк/кг и $A_{\sum\beta}$ (148÷1198) Бк/кг соответственно.

Для дискриминации техногенной составляющей на фоне природных компонентов можно использовать отношение активностей бета- и альфа-излучателей в пробах, в этом случае значительное отклонение данного параметра в сторону снижения указывает на присутствие в пробе дополнительного «чистого» альфа-излучателя. Средние

значения отношений активностей бета- и альфа-излучателей в пробах керамического кирпича, полученные прямыми измерениями низкофоновом радиометром, а также рассчитанные по результатам гамма-спектрометрии, приведены в Таблице 3.20.

Таблица 3.20. Отношения активностей бета- и альфа- излучателей в пробах керамического кирпича по различным помещениям

№ помещения корпуса «Б»	$A_{\sum\beta}/A_{\sum\alpha}$ измерен.	$A_{\sum\beta}/A_{\sum\alpha}$ теор.
427	1,83	1,91
502	2,10	1,97
601	1,89	1,75

Можно отметить, что значения данного параметра (как измеренные, так и рассчитанные) группируются вокруг величины 1,9.

Вероятностное распределение удельных активностей альфа- и бета-излучателей для керамического кирпича приведено на Рисунке 17. Согласно графикам, медианные значения активности альфа- и бета-излучателей в исследованных пробах составляют порядка 400 Бк/кг и 900 Бк/кг соответственно.

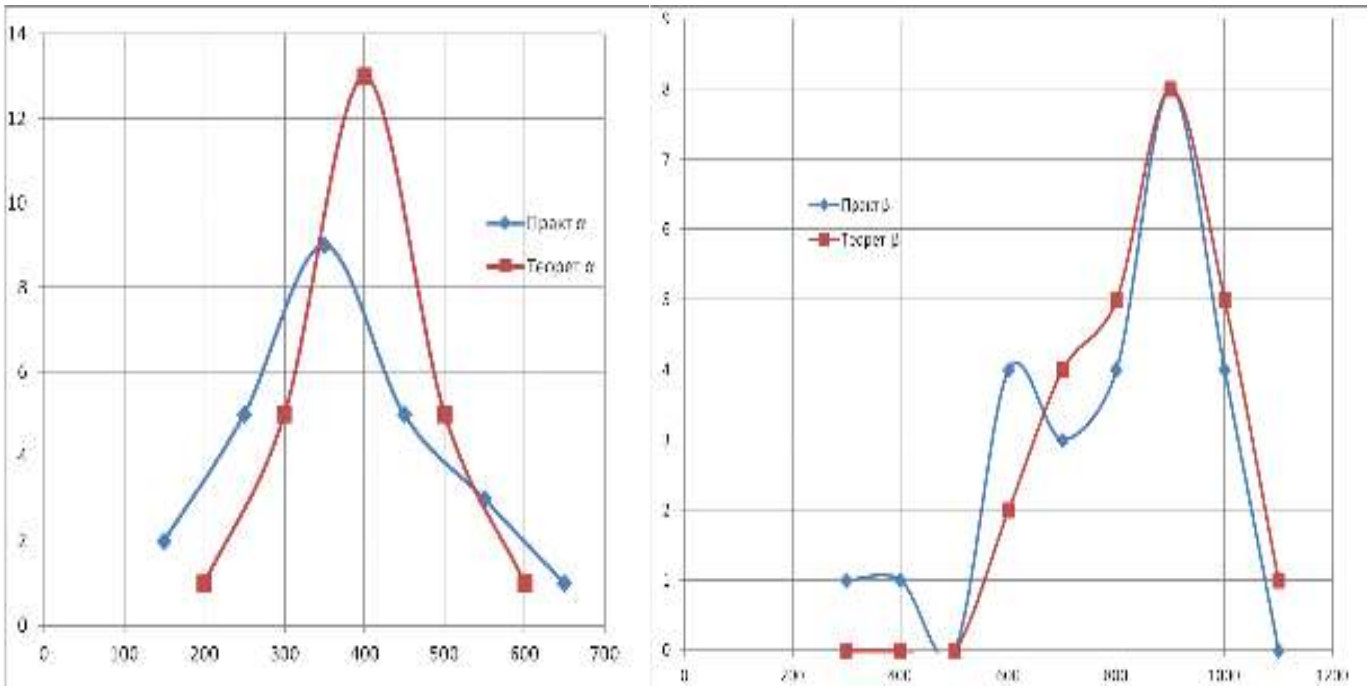


Рисунок 17 Вероятностное распределение суммарных удельных активностей альфа- (слева) и бета-излучателей (справа) для керамического кирпича в условно-чистых помещениях

3.3.3. Установление критериев радиационно безопасного состояния помещений

Средне-фоновые значения радиационных показателей ($P_ф$, $\sigma_{фγ}$, $N_{αф}$, $\sigma_{фα}$, $N_{βф}$, $\sigma_{фβ}$, $A_{ест}$, $\sigma_{ест}$) и значения допустимых уровней (таблицы 3.15, 3.16 и п. 3.3.1.3) используются для установления критериев приемлемости (радиационно безопасного состояния) помещений (Таблица 3.21). Критерием приемлемости помещений по результатам измерения контролируемых радиационных величин в любой точке помещения является непревышение значений допустимых уровней с учетом средне-фоновых показателей.

Таблица 3.21. Критерии приемлемости и рекомендуемые допустимые уровни после проведения дезактивационных работ с учетом средне-фоновых значений

Параметры контроля	Рекомендуемые допустимые уровни	Критерии приемлемости помещений
Мощность амбиентного эквивалента дозы гамма- излучения на расстоянии 0,1 м от обследуемой поверхности, мкЗв/ч	$ДУ_γ = P_ф - 2\sigma_{фγ} + 0{,}06$	$P_{приемл.} \leq P_ф - 2\sigma_{фγ} + 0{,}06$
Плотность потока альфа-частиц от обследуемой поверхности, мин$^{-1}$см$^{-2}$	$ДУ_α = N_{α\,ф} - 2\sigma_{фα} + 1{,}2$	$N_{α\ приемл.} \leq N_{α\ ф} - 2\sigma_{фα} + 1{,}2$
Плотность потока бета-частиц, мин$^{-1}$см$^{-2}$	$ДУ_β = N_{β\,ф} - 2\sigma_{фβ} + 12$	$N_{βприемл.} \leq N_{β\,ф} - 2\sigma_{фβ} + 12$
Удельная активность альфа-излучающих радионуклидов в строительных материалах, Бк/кг	$ДУ_{уд.} = A_{ест} - 2\sigma_{ест} + 400$	$A_{приемл.} \leq A_{ест} - 2\sigma_{ест} + 400$

3.3.3.1. Критерии радиационной безопасности гамма-излучения

Измерения МЭД гамма-излучения при радиационном обследовании выполняются для:

– оценки суммарного значения МЭД гамма-излучения от радионуклидов естественного и техногенного происхождения в помещениях объекта, выводимого из эксплуатации;

– проверки соответствия измеряемых значений МЭД в каждой точке контроля значению допустимого уровня и критерию приемлемости помещений с учетом среднефоновых показателей (таблица 3.21);

– выявления участков возможного локального и/или равномерного загрязнения γ-излучающими радионуклидами.

Выбор места проведения гамма-съемки определяется согласно схемы предварительного радиационного контроля помещений. Необходимо в первую очередь обследовать помещения, в которых на стадии радиационного обследования, предшествовавшей проведению дезактивационных работ, регистрировались максимальные значения МЭД гамма-излучения.

Суммарная площадь помещений, подлежащих обследованию, определяется по формуле:

$$S = \sum_{1}^{m} S_i \qquad (3.33)$$

где S_i – площадь i-того помещения, в котором проводили работы с трансурановыми элементами, санпропускники и другие помещения «грязной» зоны;

m – общее количество помещений.

В каждом помещении S_i производятся измерения не менее чем в 5 точках контроля пола и стен и не менее чем в 2 точках контроля в шурфах, пробуренных внутри полов и стен на глубину 7–10 см. В каждой точке контроля проводится не менее 5 измерений. Материал, извлеченный при бурении каждого шурфа, собирается как отдельная проба, помещается в двойной полиэтиленовый пакет и маркируется.

Среднее значение МЭД гамма-излучения в каждой точке контроля определяется по формуле:

$$\overline{P}_i = \frac{1}{n} \sum_{j=5}^{n} P_{ij} \qquad (3.34)$$

где $\overline{P}_i$ – среднее значение МЭД в i-точке контроля, мкЗв/ч;

P_{ij} – значение МЭД гамма-излучения, измеренное в i-той точке контроля при j-том измерении, мкЗв/ч;

n – количество измерений МЭД в i-той точке контроля;

Если по результатам обследования выполняется условие:

$\overline{P}_i \leq \overline{P}_ф - 2\sigma_{фγ} + 0{,}06$, мкЗв/ч,

то это помещение соответствует требованиям норм радиационной безопасности по величине МЭД гамма-излучения.

Если по результатам обследования установлено, что

$\overline{P}_i > \overline{P}_ф - 2\sigma_{фγ} + 0{,}06$, мкЗв/ч, то в помещении проводятся дополнительные измерения содержания удельной активности строительных материалов с помощью передвижного гамма-спектрометра с детектором из особо чистого германия и коллиматором с целью установления причины повышенных значений МЭД (за счет естественных радионуклидов или за счет техногенных радионуклидов).

В случае установления в строительных материалах повышенных значений содержания техногенных радионуклидов, приводящих к превышению допустимого значения МЭД (таблица 3.21) производится дезактивация выявленных участков загрязнения и повторные (после дезактивации) измерения значений МЭД до соблюдения условия соответствия помещения требованиям радиационной безопасности.

3.3.3.2. Критерии радиационной безопасности загрязнения поверхностей помещений

Измерения уровней поверхностного радиоактивного загрязнения альфа-излучателями и бета-излучателями выполняются для:

– проверки соответствия измеряемых значений плотностей потоков альфа- и бета-излучения в каждой точке контроля значениям допустимых уровней и критериев приемлемости помещений с учетом среднефоновых показателей (таблица 3.21);

– выявления участков возможного локального и/или равномерного загрязнения α- и β-излучающими радионуклидами.

Как и при контроле МЭД гамма-излучения, в первую очередь необходимо обследовать помещения, в которых отмечены максимальные значения уровни поверхностного радиоактивного загрязнения на стадии радиационного обследования, предшествовавшей проведению дезактивационных работ.

Для получения достоверных данных по уровням снимаемого и фиксированного загрязнения поверхностей, измерения проводят двумя методами – прямыми измерениями плотностей потока α- и β-частиц с поверхности переносными

радиометрами и посредством снятия мазков (выборочно) с последующей пробоподготовкой и измерениями на стационарных приборах.

Радиационный контроль проводится в соответствии с аттестованными методиками радиационного контроля (МРК) и/или методиками выполнения измерений (МВИ) поверхностного загрязнения оборудования и помещений.

Требования к диапазонам измерения переносных радиометров, необходимых для измерений приведены в п. 3.3.2.2.

В большинстве помещений измерения проводятся по регулярной сетке, исходя из точек контроля в количестве 11-15 на помещение (стена, пол, потолок) или согласно предварительной разметки поверхностей на квадраты со стороной 1 × 1 м. Результаты измерений оформляются актом (протоколом) и заносятся в базу данных.

Средние значения плотностей потоков альфа-частиц и бета-частиц, - $N_{\alpha i.}$ и $N_{\beta i}$, в каждой точке контроля определяются по формуле (3.34), в которую вместо значений МЭД при j-том измерении подставляются измеренные значения плотностей потоков альфа- и бета-частиц.

Если по результатам обследования выполняется условие (таблица 3.21)

$N_{\alpha i.} \leq N_{\alpha\,ф} - 2\sigma_{ф\alpha} + 1{,}2$, част./мин·см^2

и

$N_{\beta i.} \leq N_{\beta\,ф} - 2\sigma_{ф\beta} + 12$, част./мин·см^2 , то это помещение соответствует требованиям норм радиационной безопасности по уровням поверхностного радиоактивного загрязнения.

Если по результатам обследования установлено, что

$N_{\alpha i.} > N_{\alpha\,ф} - 2\sigma_{ф\alpha} + 1{,}2$, част./мин·см^2

или

$N_{\beta i.} > N_{\beta\,ф} - 2\sigma_{ф\beta} + 12$, част./мин·см^2, то проводится дезактивация выявленных участков загрязнения до тех пор, пока не будет выполнено условие соответствия помещения требованиям радиационной безопасности.

3.3.3.3. Критерии радиационной безопасности остаточной активности радионуклидов

Определение остаточной удельной активности техногенных радионуклидов в помещениях лабораторного корпуса «Б», проводят двумя методами.

Первый метод - прямые измерениями удельной активности радионуклидов в обследуемых поверхностях (стены, пол, потолок) с помощью передвижного γ-спектрометра с коллимированным детектором. Удельные активности гамма-излучающих радионуклидов определяют прежде в местах расположения демонтированных загрязненных коммуникаций (спецканализации, спецвентиляции) и близлежащих стыков строительных конструкций (стена-пол). По результатам измерения удельной активности техногенных гамма-излучающих радионуклидов в пробах (например, ^{241}Am) рассчитывают содержание в пробах удельной активности трансурановых радионуклидов с использованием значений радионуклидных векторов.

Второй метод включает исследования проб строительных материалов, полученных бурением шурфов методами альфа- и бета- радиометрии, гамма-спектрометрии, ЖС-спектрометрии и альфа-спектрометрии с радиохимической подготовкой. Пробы отбирают до проведения дезактивации в помещениях с максимальным уровнем загрязнения.

Отобранные пробы помещают в двойной полиэтиленовый пакет и передают в независимую лабораторию радиационного контроля, имеющую аккредитацию в системе САКР.

На первом этапе лабораторных исследований удельные активности радионуклидов в материалах кернов определяют альфа-радиометрическими и бета-радиометрическими методами и сравнивают с величинами, полученными с результатами измерений материалов фоновых помещений. После этого рассчитывают отношение «суммарная активность бета-излучателей/суммарная активность альфа-излучателей».

Если установленные абсолютные значения удельных активностей альфа-излучателей превышают, а/или отношение «суммарная активность бета-излучателей/суммарная активность альфа-излучателей» будет меньше соответствующих величин, рассчитанных по результатам измерения фоновых проб (п. 3.3.2.3), это указывает на избыточное содержание альфа-излучателей, свидетельствующей о возможном наличии в пробах техногенной составляющей.

Определение удельной активности техногенных альфа-излучателей, а при необходимости их радионуклидного состава, в данном случае следует проводить ЖС-

спектрометрическими и альфа-спектрометрическими методами с радиохимической подготовкой согласно утвержденных МВИ и МРК.

Выбор точек и объем исследований в условиях сильно загрязненных помещений определяется по результатам измерения МЭД и уровней альфа – (бета)- загрязнения с помощью переносных приборов, с учетом расположения до проведения демонтажа стационарного оборудования (установки, шкафы, боксы) и инженерных коммуникаций (спецканализация, спецвентиляция).

Работы по дезактивации и рекультивации могут считаться завершенными при условии, что средние значения удельной активности трансурановых альфа-излучающих радионуклидов $A_{уд}$ в пробах из каждой точки контроля, определяемые по аналогии с определением МЭД и уровней поверхностного радиоактивного загрязнения (п. 3.3.3.1), будут удовлетворять критерию (таблица 3.21):

$A_{уд.} \leq A_{ест} - 2\sigma_{ест}$ +400, Бк/кг.

Если по результатам измерений удельной активности проб $A_{уд.} > A_{ест} - 2\sigma_{ест}$ +400, то на выявленных участках должны быть проведены дезактивационные работы, повторный отбор и анализ проб до соблюдения вышеприведенного критерия радиационной безопасности помещений по величине удельной активности трансурановых радионуклидов в пробах строительных материалов (таблица 3.21).

3.3.4. Оценка воздействия на население с целью предотвращения и при ликвидации аварий на этапе демонтажа

3.3.4.1. Оценка воздействия последствий радиоактивного выброса при обрушении здания

Расчёт радиологических последствий проведён в программном средстве RECASS NT (Экспресс) – Средство экстренной оценка последствий атмосферного выброса радиоактивности в случае аварии на радиационно-опасном объекте, разработанное Федеральным информационно-аналитическим центром Росгидромета (Научно-производственное объединение «Тайфун»).

В расчете консервативно принимаем, что в результате обрушения несущих конструкций корпуса «Б» с образований завалов высотой 3,2 м (высота 2 этажа) вместе с пылевым облаком в окружающую среду выходит 10% активности РАО (порядка 7,82 ГБк) следующего состава (в долях от мощности выброса): 0,1 - америций Am-241; 0,6 –

плутоний Pu-239; 0,1 – уран U-238; 0,1 – уран U-235; 0,1 – цезий Cs-137. Метеоусловия: скорость ветра – 4 м/с, направление – СЗ, устойчивость – D, осадков нет.

Данное событие характеризуется Уровнем 2 (Инцидент) по Международной шкале ядерных событий (Таблица 5 INES), но при этом выброс радиологический эквивалент 54,67 ТБк I-131. Значения D_2-величины составляет для Am-241и Pu-239 0,06 ТБк, для Cs-137 – 0,1ТБк [75].

Рассчитанные значения поверхностной активности по основному радионуклиду-загрязнителю Pu-239 и суммарной эквивалентной дозы по всем путям облучения населения (за 10 суток) представлены на Рисунке 18.

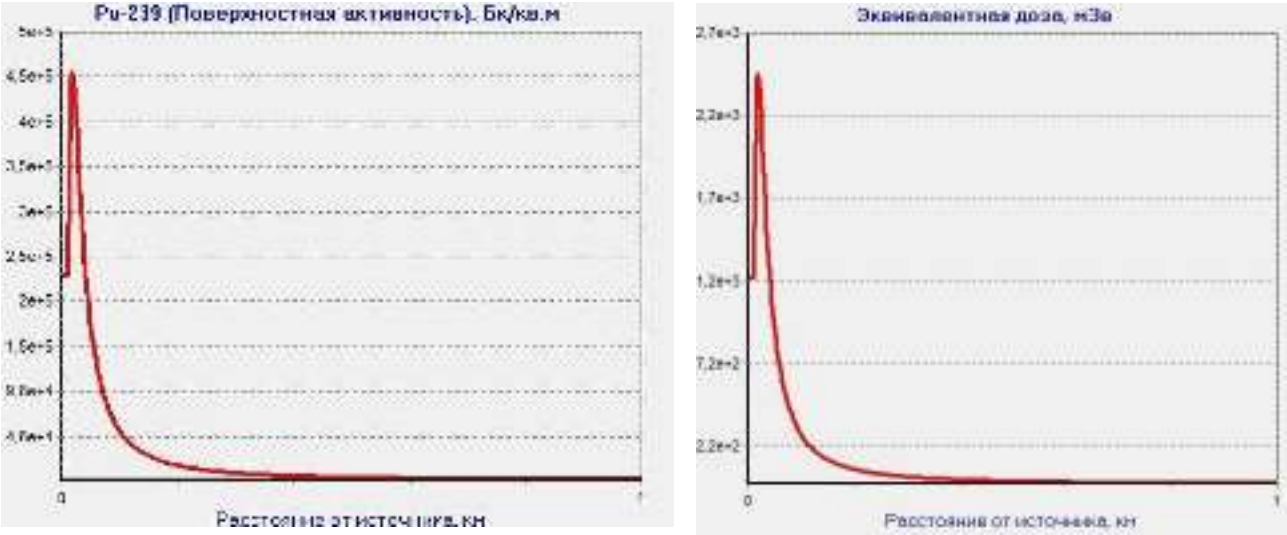


Рисунок 18 Результаты расчета радиологических последствий

Следует принимать во внимание, что на расстоянии до 1 км от места обрушения расположена жилая застройка, детский сад, школа и клиническая больница, на территории которых необходимо проведение укрытия населения по критерию предотвращаемой дозы за первые 10 суток на всё тело по уровню А (Таблица 6.3 НРБ-99/2009) [65]. В Таблице 3.22 представлены прогнозируемые значения дозы за первые 2 суток и 10 суток для населения.

Таблица 3.22. Прогнозируемые дозы для населения

Расстояние, км	Прогнозируемая доза за первые 2 суток, Гр			Прогнозируемая доза за первые 10 суток, мЗв		
	щитовидная железа (взрослые)	щитовидная железа (дети)	все тело	щитовидная железа (взрослые)	щитовидная железа (дети)	все тело
1	0,0014	0,0013	0,0012	1,4	1,3	4
2	0,00042	0,00041	0,00038	0,42	0,41	1,2
3	0,00022	0,00021	0,0002	0,22	0,21	0,64

Продолжение таблицы 3.22

Расстояние, км	Прогнозируемая доза за первые 2 суток, Гр			Прогнозируемая доза за первые 10 суток, мЗв		
	щитовидная железа (взрослые)	щитовидная железа (дети)	все тело	щитовидная железа (взрослые)	щитовидная железа (дети)	все тело
4	0,00014	0,00013	0,00013	0,14	0,13	0,41
5	9,9e-05	9,5e-05	8,9e-05	0,099	0,095	0,29
6	7,5e-05	7,2e-05	6,8e-05	0,075	0,072	0,22
7	6e-05	5,8e-05	5,4e-05	0,06	0,058	0,18
8	5e-05	4,8e-05	4,5e-05	0,05	0,048	0,14
10	3,6e-05	3,5e-05	3,3e-05	0,036	0,035	0,11
12	2,8e-05	2,7e-05	2,5e-05	0,028	0,027	0,082
14	2,3e-05	2,2e-05	2,1e-05	0,023	0,022	0,067
16	1,9e-05	1,9e-05	1,7e-05	0,019	0,019	0,056
20	1,4e-05	1,4e-05	1,3e-05	0,014	0,014	0,042
25	1,1e-05	1,1e-05	9,8e-06	0,011	0,011	0,032
30	8,7e-06	8,4e-06	7,9e-06	0,0087	0,0084	0,025
40	6,2e-06	6e-06	5,6e-06	0,0062	0,006	0,018
50	4,8e-06	4,6e-06	4,3e-06	0,0048	0,0046	0,014

В связи с неблагоприятными последствиями возможных радиационных аварий, связанных с диспергированием и выходом радиоактивных веществ за установленные границы, важным является локализация последствий аварий. С этой целью было предусмотрено оснащение средствами ликвидации последствий аварий. Для ослабления уровней воздействия при демонтаже и обращении с РАО предусмотрены следующие меры:

- работа вытяжной вентиляции;
- механизация процессов обращения с контейнерами для ТРО;
- сокращение времени обращения с контейнерами при заполнении и отправке контейнеров;
- применение радиационного контроля на всех этапах обращения с РАО;
- радиационный контроль воздушной среды в помещениях и вокруг здания;
- проведение индивидуального дозиметрического контроля персонала;
- начало производства земляных работ с вывоза «грязного» грунта, отнесенного к категории РАО, после составления картограмм радиоактивного загрязнения грунта;
- оснащение навесного оборудования экскаватора (гидравлические ножницы) системой пылеподавления;

- запрет на проведение обрушения простенков и перегородок на перекрытия или оставление нависающих, неустойчивых, могущих самопроизвольно обрушиться конструкций или отдельных элементов здания (кирпич, доски, стекло и т.д.);

- должностное лицо, ответственное за производство земляных и строительных работ, обязано во время их проведения постоянно находиться на строительной площадке;

- соблюдение правил пожарной безопасности, запрет на нахождение легковоспламеняющихся и огнеопасных материалов вблизи от места производства работ с применением горелок.

Ожидаемая величина выбросов во время работ, связанных с ликвидацией корпуса «Б» не менее чем на 60% определяется работами по демонтажу оборудования и систем, загрязненного РВ. Наибольший выброс ожидается от резки металла.

Характер проводимых работ по демонтажу оборудования, систем и используемое при этом оборудование и техника исключают возможность образования аварийных и залповых выбросов. Однако при проведении работ по демонтажу наружных строительных конструкций и разгерметизации контейнера за пределами корпуса возможен разовый кратковременный выброс РВ и облучение населения за счет переноса РВ.

Основным дополнительным фактором радиационного воздействия при обрушении строительных конструкций также являются радиоактивные аэрозоли. Доза внутреннего облучения персонала будет обусловлена вследствие ингаляции аэрозоля. В расчетах можно использовать приближение как при ударном воздействии на радиоактивно загрязненную поверхность, сопровождающемся ее заметным сотрясанием.

Принимаем долю снимаемого загрязнения в размере 0,1 и поднимаемого в воздух загрязнения от снимаемого также 0,1. Пусть минимальный объем помещения равен 100 $м^3$, а размер плиты демонтажной 3*4 м (площадь 12 $м^2$).

Остаточная загрязненность плиты после дезактивации может быть 10 $част/см^2мин$ или 0,33 $Бк/см^2$. Тогда суммарное загрязнение плиты - 3,96 10^4 Бк и в воздух может перейти - 3,96 10^2 Бк. Объемная активность воздуха составит до 3,96 $Бк/м^3$.

Таким образом, в результате мероприятий по обеспечению безопасности проводимых персоналом работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б», дезактивации и

демонтажу загрязнённых поверхностей, вывозу РАО можно говорить о снижении радиологических последствий в случае радиационной аварии, связанной с обрушением корпуса «Б».

3.3.4.2. Оценка последствий аварий по эксплуатационным причинам

Разгерметизация радиационной упаковки

Разгерметизация радиационной упаковки может произойти в результате падения при выполнении транспортных операций из-за ошибочных действий персонала или неисправности погрузочно-разгрузочного оборудования.

Принимается консервативный подход, при котором происходит разгерметизация контейнера с максимальным объемом ТРО. В контейнере может находиться 0,5 $м^3$ ТРО с максимальной плотностью до 2 $г/см^3$ и весом до 1000 кг. Примем, что просыпается до 10% содержимого, что составляет 100 кг ТРО. При этом в воздух, в виде аэрозолей, может поступить до 0,01% от массы просыпи, т.е. 1×10^{-2} кг (10 г). Масса аэрозолей разбавляется в объеме воздуха, равного объему помещения, поскольку вентиляция работает в нормальной режиме. Поскольку транспортирование РАО, в основном, проводится по коридорам корпуса, в расчетах примем объем помещения не менее 100 $м^3$ и кратность воздухообмена - 2.

Концентрация аэрозолей в воздухе при этом составит до 50 $мг/м^3$. Удельная активность ТРО может составить до 100 Бк/кг, что соответствует категории РАО – низкоактивные (в том числе по альфа-излучающим нуклидам). Максимальная мощность дозы гамма-излучения от ТРО (по данным КИРО) - 18-20 мкЗв/ч. Объемная активность воздуха в помещении может составить до 5 $Бк/м^3$.

Допустимая объемная активность смеси указанных радионуклидов составит 0,18 $Бк/м^3$ (в основном, за счет Pu-239). Для консервативных оценок рекомендуется принимать $ДОА_{перс}$ 0,032 Бк/м3 (равным $ДОА_{перс}$ для Pu-239).

При аварийной ситуации, рассыпание ТРО, объемная активность указанных радионуклидов в помещении превысит ДОА перс в 27-28 раз.

При скорости оседания аэрозолей диаметром в среднем 10 мкм и плотностью до 2 $г/см^3$ в среднем 1 см/с (36 м/ч) и высоте выброса от падения до 4 м практически в течении 10 мин все аэрозоли осядут на пол помещения.

Примем, что время ликвидации аварийной ситуации составит не более 1 час.

Индивидуальные дозы облучения персонала за счет внутреннего облучения при времени работы 1 час на ликвидацию рассыпания могут составить до 0,28 мЗв без учета средств защиты органов дыхания. С учетом средств защиты примерно в 200 – 1000 раз меньше.

Индивидуальные дозы облучения персонала за счет внешнего облучения при времени работы 1 час на ликвидацию рассыпания могут составить до 0,02 мЗв.

При отсутствии в загрязнениях Pu-239 индивидуальные дозы облучения персонала за счет внутреннего облучения будут, как минимум, на порядок меньше.

Выхода РВ в атмосферу и воздействия на население не происходит.

Пожар в помещении, загрязненном радиоактивными веществами

Объемная активность воздуха может быть оценена на основании оценок выгорания всего запаса кислорода (наиболее консервативный случай, характерный для герметически закрытых помещений).

При пожарной нагрузке 10 кг/м^2 (минимальное значение, характеризующееся при поверхностном загрязнении максимальной активностью в случае полного сгорания запаса кислорода в 1 м^3 воздуха в углекислый газ переходит 0,11 кг углерода сгораемого вещества пожарной нагрузки с площади загрязнения 0,011 м^2. При условии перехода в воздух 10% от активности радионуклидов, сосредоточенных в веществе пожарной нагрузки, концентрация радиоактивных аэрозолей может быть определена как 0,0011 σ, где σ - поверхностное загрязнение, Бк/м^2.

Это максимально возможная концентрация радионуклидов в воздухе, в котором полностью отсутствует кислород. Ее значение не зависит от объема помещения.

Так, для загрязненности большинства помещений до - 10 альфа-част./см^2 мин (0,33 Бк/см^2 или 3,3 10^3 Бк/м^2) объемная активность воздуха будет равна 3,6 Бк/м^3, для загрязненности отдельных участков помещений в 1000 альфа-част./см^{2}мин - 363 Бк/м^3.

Для предотвращения пожара предусматриваются следующие меры:

- оснащение здания корпуса «Б» средствами пожарной сигнализации и первичными средствами пожаротушения;

- временное хранение горючих ТРО в металлических контейнерах;

- использование и хранение горючих материалов под строгим контролем в специальных местах;

- проведение пожароопасных работ под строгим контролем.

Таким образом, пожар в корпусе «Б» будет носить локальный характер и не представляет большой опасности с точки зрения радиационных последствий для персонала, не оказывает воздействие на окружающую среду и население.

3.3.5. Выводы

1. Экспериментальные исследования, проведенные при выводе из эксплуатации РОО, позволили выработать дополнительные рекомендации по объему радиационного контроля при проведении дезактивационных работ, разработать и установить основные критерии для контроля радиационно безопасного состояния помещений:

– контрольные уровни МАЭД;

– контрольные уровни загрязнения поверхностей;

– предельные значения остаточной удельной активности загрязнения строительных конструкций.

2. На основе анализа значений контрольных (допустимых) уровней, преимущественно установленных требованиями нормативных документов к защите населения, и данных о фоновых параметрах радиационных факторов рабочих помещений и оборудования обоснованы критерии радиационно безопасного состояния объекта вывода из эксплуатации. Разработанные критерии позволяют оптимизировать объемы и технологию дезактивационных работ, включая необходимость дополнительной дезактивации помещений и оборудования, а также сортировки РАО при демонтаже здания и сооружений.

3. В случае радиационной аварии данное событие характеризуется Уровнем 2 (Инцидент) по Международной шкале ядерных событий (Таблица 5 INES), но при этом радиологический эквивалент выброса составит 54,7 ТБк I-131.

4. Вследствие близкого расположения к объекту жилой застройки необходимо проведение укрытия населения по критерию предотвращаемой дозы за первые 10 суток на всё тело по уровню А (Таблица 6.3 НРБ-99/2009).

4. ОБОСНОВАНИЕ ПРИМЕНЯЕМЫХ МЕТОДОВ ДЕЗАКТИВАЦИИ И ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РАБОТ

В связи с актуальностью решения проблем вывода из эксплуатации объектов и реабилитации территорий, сокращения объемов радиоактивных отходов, подлежащих изоляции, нами были разработаны и испытаны технологии дезактивации, использующие физические и химические методы удаления радиоактивного загрязнения. Обоснование выбора эффективной технологии дезактивации различных поверхностей показало, что основное внимание при дезактивации уделяется проблеме очистки загрязненных грунтов, металлических поверхностей [76-80]. Существующие в настоящее время технологии очистки загрязнения с поверхности, как правило, вызывают переход радионуклидов в воздушную среду и образование большого объёма аэрозолей, организация эффективной очистки которых требует больших затрат. Особенно остро стоит проблема дезактивации поверхности помещений, которые имеют загрязнения α-излучающими радионуклидами [79, 81-88, 102], связанная как с их выявлением, так и с технологическими вопросами дезактивации.

По этому вопросу есть несколько направлений, которые требуют решения: грамотная идентификация содержания радионуклидов; эффективная технология удаления радионуклидов, позволяющая сократить объём образующихся отходов; эффективная защита персонала при проведении таких работ; надежная локализация образующихся отходов; а также соответствующее нормативно-правовое обеспечение этих работ.

Для удаления поверхностного загрязнения используются различные методы дезактивации, которые классифицируются в зависимости от условий и особенностей загрязнения, агрегатного состояния дезактивирующей среды, морфологии загрязненной поверхности, типа загрязнителя и т.д.

На Рисунке 19 приводится схема классификации существующих способов дезактивации, в основу которых положено агрегатное состояние дезактивирующей среды [80, 83, 87]. Все способы дезактивации в зависимости от агрегатного состояния дезактивирующей среды разделяются на безжидкостные, жидкостные и комбинированные.

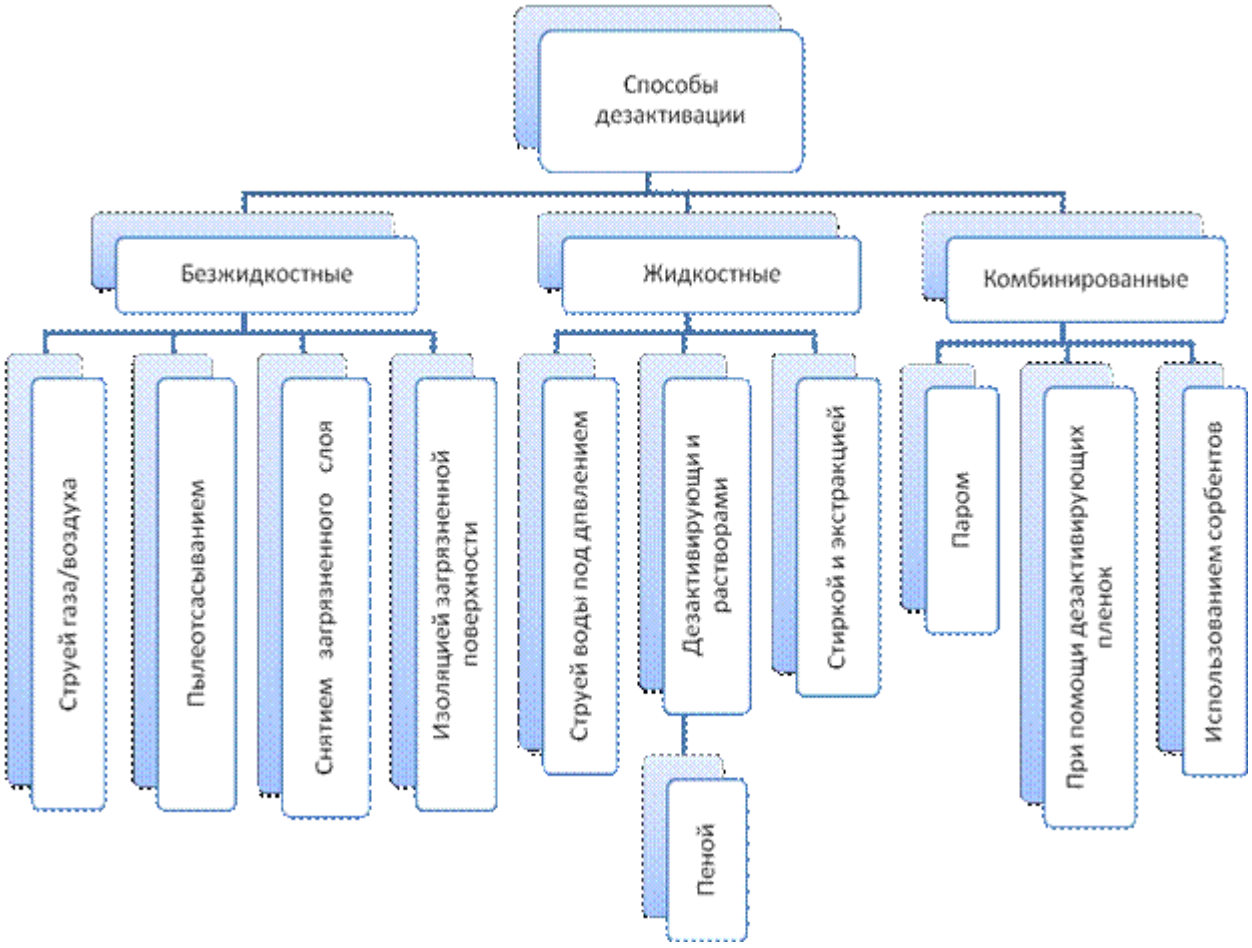


Рисунок 19 Классификация способов дезактивации в зависимости от агрегатного состояния дезактивирующей среды

В безжидкостных технологиях удаление загрязненного слоя осуществляется механическим способом за счет струи газа или воздуха и пылеотсасывания образующихся частиц. Основная радиационная нагрузка в этой технологии переносится на очистку загрязненного воздуха и дальнейшую переработку вторичных отходов, которые собираются на всех ступенях газоочистной системы. Жидкостные технологии заключаются в очистке поверхности струей воды или дезактивирующими растворами под давлением; технология стирки основана на химическом воздействии на поверхность жидких дезактивирующих сред в сочетании с механическим воздействием, затем производится экстракция радионуклидов и иммобилизация образующихся вторичных отходов. Они отличаются разными вариантами организации перечисленных операций. Комбинированные технологии предлагают обработку паром под давлением, дезактивацию поверхности при помощи фиксирующих пленок или за счет обработки поверхности слоем сорбентов с последующим его удалением. Реализация любого способа осуществляется в две стадии: первая – в преодолении связи между загрязнением

и загрязненной поверхностью; вторая – удаление загрязнения и сбор радиоактивных отходов [89].

При выводе из эксплуатации нами был выбран метод сухой очистки струей воздуха с последующим пылеотсосом, нашедший широкое применение на практике [90]. Технология организации процесса дезактивации заключалась в следующем. На первой стадии струей воздуха с поверхности удаляли радиоактивное загрязнение в виде мелких частиц и структурированных масс, всё загрязнение переводится во взвешенное и аэрозольное состояние. Для повышения эффективности и интенсификации процесса снятия верхнего слоя загрязнения в воздушную струю вводили песок. Вторая стадия – очистка воздушной массы, в которой во взвешенном состоянии в виде аэрозоля находится пыль. Для этого используются промышленные пылесосы с предварительной генерацией водяного аэрозоля (туманообразование) для предупреждения вторичного пылеобразования (ресуспензии).

4.1. ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ В НОРМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ

4.1.1. Характеристика источников выбросов радиоактивных веществ

Выбросы радиоактивных веществ в атмосферу на период проведения основного этапа по выводу объекта из эксплуатации осуществляются через временные системы вентиляции, подключаемые к источнику выбросов (трубе) существующей системы спецвентиляции.

Система вентиляции обеспечивает микроклимат воздуха в производственных помещениях при демонтаже оборудования и инженерных сетей, ее нагрузка рассчитана для эксплуатации при осуществлении следующих видов работ:

- сортировка и фрагментирование оборудования;
- разборка зданий и сооружений;
- резка металла методом плазменной резки;
- резка металла при помощи отрезного оборудования (болгарки);
- дезактивация помещений, оборудования, инженерных сетей.

При демонтаже технологических трубопроводов выполняются следующие операции:

- в месте поперечного разреза трубопровода сверлится отверстие;
- в отверстие вводится монтажная пена, создающая пробку;

- трубопровод выдерживается 24 часа для затвердения пены;

- по запененному участку трубопровода выполняется поперечный разрез с целью отделения фрагмента трубопровода.

Трубопроводы систем водоснабжения и водоотведения, загрязненные РВ, демонтируют аналогично технологическим трубопроводам.

Предусматривается устройство дополнительной системы вытяжной спецвентиляции путем прокладки воздуховода-коллектора ∅500 мм, выполненного из стали толщиной 1,4 мм, в коридорах каждого этажа корпуса на отметке 2,5 м от пола. Напротив каждого помещения на коллекторе устанавливается тройник с заглушкой, перед началом работ в помещении в стене выполняется отверстие для ввода воздуховода ∅315 мм в помещение.

В месте входа в помещение воздуховодов существующих вытяжных систем (со стороны помещения) производится запенивание, затем рез воздуховода и вставляется заслонка, размерами большими, чем сечение воздуховода, отключая тем самым помещение от действующей системы вытяжной вентиляции. Затем производится демонтаж всего инвентаря, технологического оборудования, инженерных сетей.

После завершения работ по демонтажу и дезактивации внутри помещений производится демонтаж вытяжного воздуховода-коллектора, закрытие отверстия в стене заглушкой, установка заглушки на коллекторе вытяжного воздуховода и на отверстии для приточной вентиляции (в случае подачи воздуха непосредственно в помещение). Таким образом, осуществляется постепенный вывод из эксплуатации существующих вытяжных и приточных систем.

Для уменьшения количества выбросов загрязняющих веществ в атмосферу в системах вентиляции предусмотрены системы газоочистки [91]. На время проведения основных работ по выводу из эксплуатации корпуса предусматривается установка аэрозольных фильтров Ф-19 (21 шт.) перед вентиляторами существующей системы ВУ3 и замена существующих аэрозольных фильтров Ф-19 (36 шт.), установленных перед вентиляторами существующей системы В1. Номинальная производительность фильтров Ф-19 - 2850 м3 /ч. Эффективность очистки – 99,99%.

Перед вентиляторами временной системы ВЦ4, которая врезается в систему В1, предусматривается установка кассетного фильтра INFA-MICRON. Производительность фильтра INFA-MICRON – до 20000 м^3 /ч. Эффективность очистки – не менее 99,99%.

В консервативном варианте расчета нами принято, что степень очистки фильтров – 99,0%. Состав выбрасываемых аэрозолей представлен в Таблице 4.1.

Таблица 4.1. Состав радиоактивных аэрозолей

Радионуклид	Дозовый коэффициент в воздухе для населения (НРБ-99/2009), Зв/Бк	Коэффициент (множитель) эквивалентности по I-131 для выбросов (INES-2008)	Верхний предел удельной активности для низкоактивных ТРО (ОСПОРБ-99/2010), Бк/г	Условная доля в мощности выброса аэрозоля из частиц НАО, %
Стронций Sr-90	$5{,}0\ 10^{-8}$	20	10 000	10,19
Цезий Cs-137	$4{,}6\ 10^{-9}$	40	10 000	13,26
Уран U-235	$3{,}7\ 10^{-6}$	1000	1 000	18,13
Уран U-238	$3{,}4\ 10^{-6}$	900	1 000	36,12
Плутоний Pu-239	$5{,}0\ 10^{-5}$	10 000	100	19,64
Нептуний Np-237	$2{,}3\ 10^{-5}$	-	100	1,23
Америций Am-241	$4{,}2\ 10^{-5}$	8 000	100	1,43

В расчете принималось, что в соответствии с существующими требованиями по расчету выбросов загрязняющих веществ в атмосферу, при резке металла (углеродистая сталь) плазмой или механической резкой выделение аэрозолей в воздух может составить:

- резка плазмой – 811 г/ч;
- резка механическая – 730 г/ч.

Толщина реза металла принималась 10 мм, удельная активность металла, а следовательно и выделений радиоактивных веществ, принималась равной максимальной удельной активности для низкоактивных ТРО согласно ОСПОРБ-99/2010 [66]:

- трансурановые радионуклиды - 100 Бк/г;
- альфа-излучающие радионуклиды – 1000 Бк/г;
- бета-излучающие радионуклиды – 10 000 Бк/г.

Входные данные по активности радиоактивных выбросов, образующихся в результате проводимых работ, необходимые для программного расчета воздействия на окружающую среду и население, представлены в Таблице 4.2.

Таблица 4.2. Качественная и количественная характеристика выбросов

Наименование технологического процесса	Общее время проведения работ, час/год	Выбросы радиоактивных веществ (без газоочистки)		
		Бк/час на 1 пост	Бк/год	Бк/сек для 247 раб. дн.
плазменная резка	1000	$2{,}36\ 10^{6}$	$2{,}36\ 10^{9}$	
механическая резка	1200	$2{,}12\ 10^{6}$	$2{,}55\ 10^{9}$	
ИТОГО:			$4{,}91\ 10^{9}$	230

4.1.2. Расчет уровня загрязнения атмосферного воздуха радиоактивными веществами

Расчет уровня загрязнения воздушного бассейна радиоактивными веществами определялся согласно Методике разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, утвержденной Приказом Ростехнадзора от 07.11.2012 № 639 [92], а также на основании методологии, изложенной в Методике разработки нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (ДВ-2010) [93]. Расчеты проведены по программному комплексу Гарант-универсал версия 7.0 с использованием расчетного модуля Нуклид.

В результате расчетов определены дозовые нагрузки на население. Расчет выполнялся для одного источника выделения на период вывода объекта из эксплуатации – труба спецвентиляции корпуса «Б» (эффективный диаметр – 3 м).

Расчет ожидаемых доз для населения проводился только для прямых путей облучения: внешнее облучение от радионуклидов, содержащихся в атмосферном воздухе (от облака выбросов), внешнее облучение от выпавших на поверхность земли радионуклидов, внутреннее облучение от вдыхания.

Полученные при расчете значения приземных концентраций, выпадений на поверхность земли и полувековых ожидаемых доз являются максимально возможными в рассматриваемой точке местности.

Дозы по пищевым путям поступления радионуклидов при потреблении местных продуктов питания не учитывались ввиду незначительности поступления радионуклидов в окружающую среду.

Постоянная «экологического» выведения нуклида, учитывающая все процессы выведения из активного слоя почвы, кроме радиоактивного распада (обычно с учетом экранирования излучения верхними слоями почвы при миграции радионуклидов вглубь

постоянную «экологического» выведения принимают равной 0,04 в год в соответствии с ДВ-2010. Время накопления нуклида на поверхности земли, в соответствии с ДВ-2010, принимается равным 30 годам. Дозы для гамма- и бета-излучения от облака и гамма- и бета-излучения от загрязнения почвы вычислялись по рассчитанным в модуле Нуклид вкладам в фактор безопасности. Для вычисления суммарной годовой эффективной дозы все пять полученных доз складывались. Предел дозы для облучения населения (эффективная доза) – 1 мЗв/год.

Расчеты проводились для прямоугольной площадки 1500 м по оси X и 2000 м по оси Y, шаг между расчетными точками составлял 100x100 м (Рисунок 20).

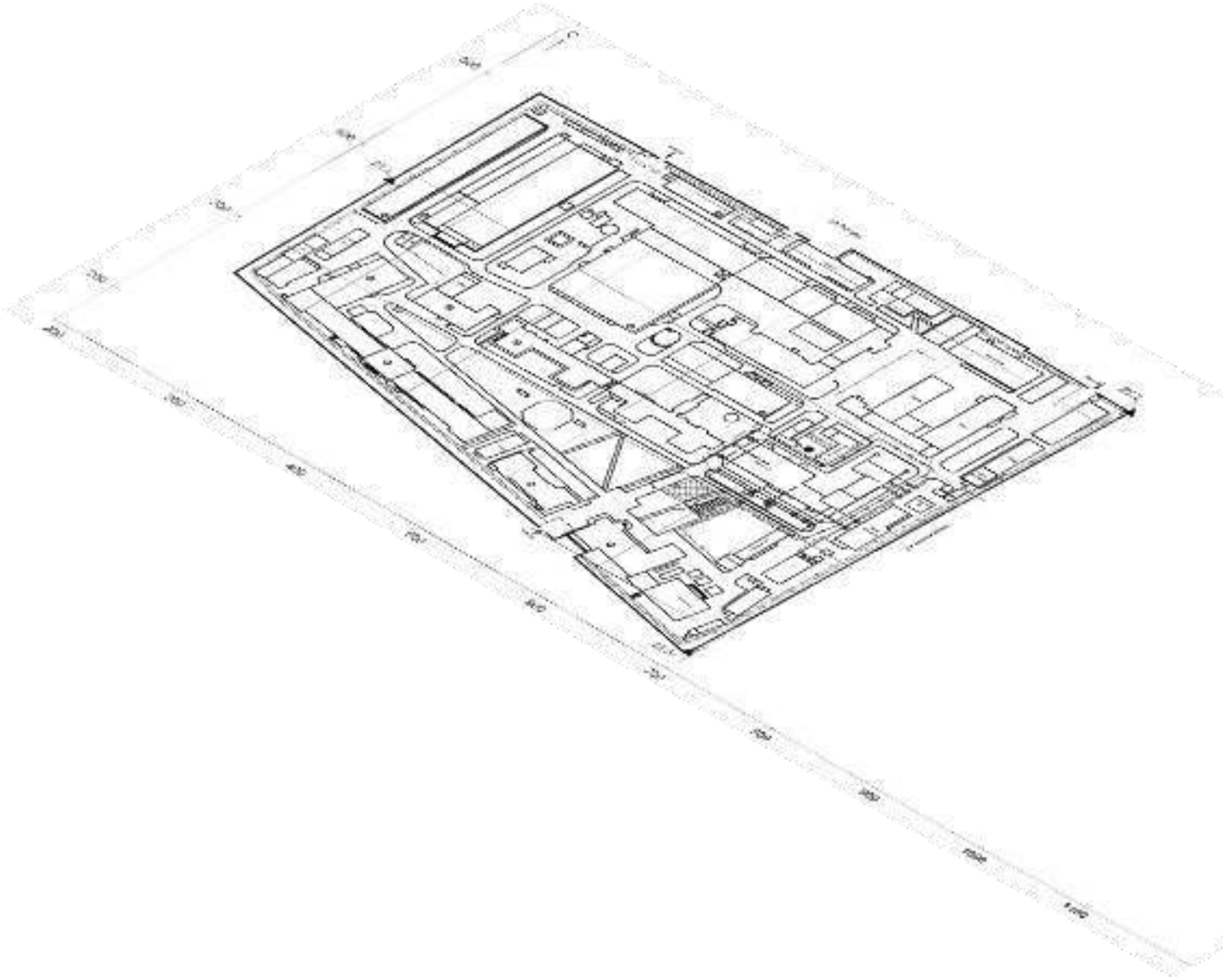


Рисунок 20 Расчетная сетка ожидаемых годовых доз облучения населения (карта-схема предприятия)

Параметры расчета и характеристики района расположения ОАО «ВНИИНМ» представлены в Таблице 4.3.

Таблица 4.3. Параметры расчета и характеристики района расположения объекта

Параметр расчета	Значение
Среднегодовая температура атмосферного воздуха, ^{0}K	Продолжение таблицы 7.3
Среднегодовая скорость ветра, м/с	2,2
Высота шероховатости Z_0 в см для различных типов подстилающей поверхности	10
Среднегодовая постоянная вымывания примеси, 1/с	$1{,}24 \cdot 10^{-6}$
Постоянная «экологического» выведения нуклида, 1/год	0,04
Время накопления нуклидов, год	30
Предел дозы для внешнего облучения населения (эффективная доза), мЗв/год	1

Расчеты выполнены для семи радионуклидов и одного источника выбросов с суммарной годовой мощностью выброса 2,31 Бк/с.

Максимальные значения параметров вне территории предприятия представлены в Таблице 4.4.

Таблица 4.4. Максимальные значения параметров вне территории предприятия

Фактор безопасности (Fb)max	0,1328E-03
Координаты X,Y расчетной точки	X 1100, Y 0
Резерв безопасности [%]	0,9998671616D+02
Коэффициент защищенности (кратный запас по нормативам НРБ-99/2009 для населения)	0,7527943594D+04
Годовая эффективная доза Ha,[Зв/год]	0,1331E-06
Индивидуальный пожизненный риск для населения, iPGRn	0,3792E-06
Относительный индивидуальный пожизненный риск для населения, iPGRno	0,7585E-02

Наибольшие значения суммарной годовой дозы Ha (Зв/год) на поле приведены в Таблице 4.5.

Таблица 4.5. Наибольшие значения суммарной годовой дозы на поле, Зв/год

Ha	X	Y
0,133E-06	1100	0
0,125E-06	900	100
0,121E-06	800	200

Расчетные значения параметров безопасности в точке с максимальной суммарной дозой (X 1100.00; Y 0.00) представлены в Таблице 4.6.

Таблица 4.6. Расчетные значения в точке с максимальной суммарной дозой

Обозначение	Значение	Параметр
Hgo/Pd*	0,203E-10	Вклад гамма-излучения облак Продолжение таблицы 7.6 безопасности
Hbo/Pd	0,220E-10	Вклад бета-излучения облака в среднегодовой фактор безопасности
Hso/Pd	0,423E-10	Суммарный вклад облучения от облака в фактор безопасности (Hgo/Pd+Hbo/Pd)
Hgz/Pd	0,547E-06	Вклад гамма-излучения от загрязнения почвы в фактор безопасности
Hbz/Pd	0,773E-04	Вклад бета-излучения от загрязнения почвы в фактор безопасности
Hsz/Pd	0,778E-04	Суммарный вклад облучения от загрязнения почвы в фактор безопасности
Hs/Pd	0,778E-04	Суммарный вклад облучения от облака и почвы в фактор безопасности
Fb	0,133E-03	Фактор безопасности(Hso/Pd+Hsz/Pd)
Hih	0,552E-07	Годовая эффективная доза за счет ингаляции, Зв/год
Ha	0,133E-06	Суммарная годовая эффективная доза облучения Зв/год (Hs+Hih)
iPGRn	0,379E-06	Индивидуальный радиационный пожизненный риск для населения

* Примечание: Pd - Предел дозы для облучения населения (эффективная доза), мЗв/год.

Вклад в эффективную дозу облучения населения составляет:

- внешнее облучение бета-излучением от загрязнения почвы выпавшими радионуклидами 58,12%;

- внутренне облучение за счет ингаляции радионуклидов с вдыхаемым атмосферным воздухом 41,50%;

- внешнее облучение гамма-излучением от загрязнения почвы выпавшими радионуклидами 0,41%;

- внешнее облучение бета-излучением от облака 0,000017%;

- внешнее облучение гамма-излучением от облака 0,000015%.

По данным расчета установлено, что наибольший вклад в эффективную дозу в точках максимума создают радионуклиды: стронций Sr-90 (39,58 %), уран U-235 (32,14 %) и америций Am-241 (18,92%). Остальные радионуклиды вносят примерно равный вклад, соответствующий 2,3%.

Проведенные расчеты позволяют сделать следующие выводы:

- максимальное значение суммарной годовой эффективной дозы облучения населения по всем путям облучения составляет 1,33 10^{-7} Зв/год и достигается на расстоянии 610 м от источника выброса в юго-восточном направлении;

- максимальное значение (в точках расчетной области) индивидуального пожизненного риска для населения по всем путям облучения из источника составляет 3,79 10^{-7} и достигается на расстоянии 610 м от источника выброса.

Результаты расчета показали, что при нормальных условиях в период вывода из эксплуатации объекта ожидаемая суммарная доза радионуклидов значительно ниже основных пределов доз (НРБ-99/2009, п.3.1.4) и регламентируемого ОСПОРБ предела дозы облучения населения обусловленной радиоактивными отходами (ОСПОРБ-99/2010, п. 3.12.19).

Выбросы от объекта в период вывода из эксплуатации установки не окажут отрицательного воздействия на окружающую среду и население, так как при работах по демонтажу оборудования и систем предусмотрены следующие мероприятия по снижению загрязнения производственных помещений, содержанию РВ в воздухе рабочих помещений и воздействию на окружающую среду:

- для резки металла используется только механическая резка отрезными кругами, газовая резка используется в исключительных случаях;

- для механической резки используются мелкозернистые круги «Хилти», которые дают меньшую температуру нагрева поверхности и снижение выделения аэрозолей урана в 10 раз по сравнению с крупнозернистыми кругами;

- в качестве местных отсосов для выделяющихся при резке ТРО радиоактивных аэрозольных частиц используются промышленные пылесосы.

4.1.3. Выводы

1. Суммарные значения ожидаемых доз для населения последствий воздействия работ по выводу из эксплуатации РОО составляют менее установленных допустимых пределов как в нормальных условиях, так и аварийных ситуациях при осуществлении разработанного нами комплекса мероприятий по обеспечению радиационной безопасности.

2. При нормальных условиях вывода из эксплуатации РОО ожидаемая суммарная доза радионуклидов значительно ниже основных пределов доз (НРБ-99/2009, п.3.1.4) и

регламентируемого ОСПОРБ предела дозы облучения населения обусловленной радиоактивными отходами (ОСПОРБ-99/2010, п. 3.12.19).

3. Суммарная расчетная мощность допустимого выброса радиоактивных веществ в атмосферный воздух составляет 2,31 Бк/с (в нормальных условиях). При выводе объекта из эксплуатации требуется осуществление радиационного контроля воздуха рабочей зоны и выбросов в атмосферу, в частности, системы вытяжной вентиляции В1 (мощность дозы гамма-излучения, содержание и радионуклидный состав аэрозолей до и после очистки воздуха, уровень поверхностного загрязнения фильтров).

4.2. ПЫЛЕПОДАВЛЕНИЕ ПРИ ДЕЗАКТИВАЦИИ

4.2.1. Пылеподавление в помещениях с помощью систем туманообразования

Системы туманообразования низкого давления (рабочее давление до 20 bar) создаются на основе распыляющих форсунок с большим выходным диаметром (не менее 0,50 мм) позволяют получить капли воды размером от 20 мкм. Нами использовалась промышленная пушка для подавления пыли на открытых и полузакрытых площадках модели Virston M30, имеющая насосное поршневое оборудование с максимальным расходом воды от 21,6 (для рабочего давления 3 bar) до 40,0 л/мин (10 bar). Оборудование спроектировано таким образом, что 64 форсунки распыления, размещенные на короне (выход вентилятора диаметром 410 мм), выбрасывают в воздух капли воды на дистанции от 5 до 30 метров с углом вращения 340° [94].

Улавливание взвешенной в воздухе пыли диспергированной жидкостью протекает под воздействием следующих механизмов:

- инерционный захват частиц пыли, движущихся с большой скоростью капельками воды с последующим осаждением ассоциата «капля+пылинка» на близлежащие поверхности;
- диффузионный захват пылинок в процессе осаждения капель воды на поверхность через запылённый воздух;
- коагуляция отдельных увлажненных пылинок в крупные агрегаты и более быстрое осаждение их на поверхность;
- конденсационный захват пылевых частиц каплями воды с последующим осаждением.

Инерционный захват движущими каплями жидкости зависит от вероятности встречи пылевой частицы и капли и эффективности захвата пылинки при встрече с каплей. Вероятность встречи пылинок с каплями зависит от расхода воды через форсунку, диаметра капелек, запыленности воздуха и других параметров орошения и может быть определена по закону Пуассона:

$$P = a \cdot e^{-a} \qquad (4.1)$$

где

$$a = \frac{3 \cdot Q \cdot \sqrt[3]{(200 \cdot \Pi)^2}}{\pi \cdot d_к \cdot V_0 \cdot l^2 \cdot tg^2 \frac{\alpha}{2}} \qquad (4.2)$$

где Q - расход воды через форсунку, м^3/с;
Π – запыленность воздуха, мг/м^3;
d_k – размер капелек жидкости, м;
V_o – начальная скорость полёта капель, м/с;
l - расстояние от форсунки, м;
α– угол раскрытия факела форсунки, град.

Выражение показывает, что вероятность встречи с пылинками, в первую очередь, зависит от количества диспергированной воды, размера капель, скорости их полёта. Эти параметры определяются конструкцией форсунок и давлением воды на распылителе форсунки.

Эффективность инерционного захвата пылинки при её встрече с каплей воды определяется выражением:

$$E = \frac{K_{Stk}^2}{\left(K_{Stk} + A\right)^2} \qquad (4.3)$$

K_{Stk}- критерий Стокса;

А – электрический коэффициент, зависит от плотности материала пыли и варьирует от 0,25 до 0,5.

$$K_{Stk} = \frac{\rho_r \cdot d_r^2 \cdot V_{отн}}{18\mu \cdot d_k} \qquad (4.4)$$

где ρ_r – плотность материала пыли, кг/м^3;
d_r – размер пылевых частиц, м;
$V_{отн}$ – относительная скорость движения капли и пылинки, м/с;
μ= 1,84 10^{-6} кг/м с – вязкость воздуха;
d_k – размер капель, м.

Формулы (4.3) и (4.4) показывают, что эффективность инерционного захвата зависит от относительной скорости капли и пылинки и диаметра капель. При этом с уменьшением размера капелек, эффективность захвата пылинок возрастает. Для капель с диаметром много меньше 100 мкм скорость седиментации будет значительно меньше скорости турбулентной диффузии, поэтому такие капли практически равномерно заполняют объем помещения (см. ранее рисунок 14).

Диффузионный захват пылинок определяется уровнем запылённости воздуха, количеством капелек в единице объёма и их диаметром. При этом с увеличением размера капелек воды до 200-400 мкм, эффективность этого способа очистки воздуха от пыли возрастает. Диффузионный захват пылинок, как правило, сопровождается коагуляцией, что способствует более быстрому их осаждению на поверхность. Эффективность конденсационного улавливания пыли определяется степенью насыщения пылевоздушного потока парами воды и размерами капелек жидкости. Для эффективной реализации этого метода, необходимо поддерживать постоянное пересыщение. В этом случае, капельки воды становятся ядрами конденсации паров воды.

При конденсации паров воды происходит направленный к капле поток воздуха, что способствует улавливанию пылинок диспергированной водой. С увеличением размера капелек до 300-500 мкм, эффективность конденсационного механизма обеспыливания возрастает. Особенно это явление проявляется в условиях высоких температур воздуха. Пылинки в условиях пересыщения также являются ядрами конденсации паров воды, что способствует увеличению их размеров, слипанию в агрегаты и быстрому осаждению.

Для эффективного пылеподавления (в случае ресуспензии пыли, возникающей за счет конвективных потоков, вызываемых проведением работ в помещении) нами предварительно проводилось распыление водного аэрозоля с размером капель от 100 до 400 мкм [113].

Для осаждения водного аэрозоля использовали прием, при котором сразу после мокрого пылеподавления в помещении на горизонтальную поверхность наносится слой кварцевого песка фракции 100-200 мкм из расчета 200-400 г на 1 м^2, это приводит к смешиванию тонкодисперсной аэрозольной фракции с более тяжелыми взвешенными частицами песка, ассоциации которых оседают на горизонтальную поверхность песка. Наши практические исследования показали, что такой фракционный состав песка является оптимальным, достигается максимальная эффективность осаждения.

Для более длительной фиксации загрязнений также проводилось незначительное добавление связующих (‰) в воду. За счет такого приема снижается скорость испарения воды из увлажненной пыли, и после высыхания толщина пленки полимера не окажет существенного воздействия на радиометрические измерения [113].

4.2.2. Пылеподавление при обследовании и демонтаже крупногабаритного оборудования и коммуникаций

При демонтаже крупногабаритного оборудования и коммуникаций загрязнение фиксировалось путем закачки в полости монтажной пены, такая же операция проводится снаружи деталей и коммуникаций, подлежащих разделке. Такой прием при осуществлении последующей резки металла позволил зафиксировать мелкие сильнозагрязненные частицы внутри «сэндвича» из застывшей пены. Характерной особенностью такой пены является дополнительное увеличение в объеме во время засыхания (2-3 раза).

Нами применялась также эластичная однокомпонентная пена, характеризующаяся однородной мелкопористой структурой, высокой механической прочностью в увеличенном слое, высокой адгезией к любым поверхностям, способностью к восстановлению формы после деформационных нагрузок (сжатия или растяжения).

Монтажная пена вводится через предварительно просверленное отверстие разрезаемого трубопровода. Поперечный разрез трубопровода на элементы длиной до 1 м осуществляется через 25-30 мин после заполнения. Метод запенивания применялся также для резки воздуховодов, каждый фрагмент, отнесенный к категории РАО, упаковывался в полиэтиленовую пленку. Таким же образом демонтировались элементы системы канализации и спецканализации.

4.2.3. Обоснование применения промышленных пылесосов в дезактивационных работах

4.2.3.1. Подавление вторичного пылеобразования при использовании промышленных пылесосов

При использовании метода дезактивации промышленными пылесосами было выявлено значительное образование частиц тонкодисперсной (аэрозольной) фракции пыли. Исследования последних лет показывают, что содержание в атмосферных аэрозолях мелких взвешенных частиц размером пыли в интервале 2,5 мкм ($PM_{2,5)}$ и 10 мкм (PM_{10}), оказывают влияние на состояние здоровья населения, так как эта фракция оседает в легких. При вдыхании с последующим попаданием в верхние дыхательные пути и легкие частицы PM_{10} и $PM_{2,5}$ оказывают на организм человека негативное воздействие, что вызывает повреждение легочной ткани и возникновение

респираторных заболеваний. В связи с этим, с учетом рекомендаций Всемирной организации здравоохранения (ВОЗ), в мировой практике ряда стран, в том числе и в России, осуществлен переход на нормирование содержания в воздушной среде частиц пыли $PM_{2,5}$ и PM_{10}. Постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 19 апреля 2010 года № 26 «Об утверждении гигиенических нормативов ГН 2.1.6.2604-10» были утверждены допустимые уровни значений показателей для взвешенных частиц PM_{10} и взвешенные частицы $PM_{2.5}$.

Выше подробно обосновывалась необходимость фиксации частиц тонких фракций пыли в связи с их склонностью к ресуспензии, а последующее за ней осаждение снижает эффективность дезактивационных работ, в том числе при использовании промышленных пылесосов.

При отсасывании небольших количеств пыли с гладких поверхностей в результате получаются радиоактивные отходы с высоким содержанием плутония (до n·1000 Бк/г и более). При обращении с упаковками с такими отходами (пробоотбор, перетаривание) возникают большие сложности из-за высокой радиационной опасности таких работ, связанными с легкостью ресуспензии мелких пылевых фракций.

Как указывалось выше, для подавления вторичного пылобразования сразу после «мокрого» пылеподавления необходимо провести нанесение слоя кварцевого песка фракций 100 - 200 мкм из расчета 200 - 400 г на 1 $м^2$ горизонтальной поверхности помещения. В результате этого биологически опасные респирабельные высокоактивные частицы смешиваются с более тяжелыми частицами песка с получением материала, существенно более безопасного для проведения работ как с открытым источником.

4.2.3.2. Исследование эффективности дезактивации помещений с использованием промышленных пылесосов

Для повышения эффективности очистки сбросного воздуха из зон проведения работ и создания локальной системы очистки воздуха, организации удаления мелкодисперсных РАО, очистки загрязненных поверхностей нами было предложено и обосновано применение высокопроизводительных, промышленных пылесосов типа NILFISK 3707/10 и DELFIN DG 200, укомплектованных HEPA-фильтрами с эффективностью очистки 99,995% и устройствами безопасной выгрузки отходов из промпылесосов в упаковку.

Фильтр-кассеты пылесоса имеют высокий ресурс (2000 моточасов), обеспечиваемый автоматической системой пневмоочистки, в ходе которой происходит сброс накопленного загрязнения из фильтра в бункер-накопитель пылесоса. Многоступенчатая система фильтрации пылесоса, с эффективностью фильтрации частиц 0,18 мкм 99,995 % (класс H 14), соответствует международному стандарту EN 1822 (ГОСТ Р ЕН 1822-1-2010) [95].

Дезактивация поверхностей корпуса проводилась в помещениях с различным покрытием (ламинат, дерево, бетон, кирпич, метлахская плитка, битум, мастичные покрытия) путем организации воздушного всасывания загрязнении с дезактивируемой поверхности с использованием временных воздушных магистралей. Поверхность очищалась сплошной обработкой насадками различных типов на всасывающем трубопроводе. Выходной воздушный поток очищался в локальной системе газоочистки, выводился за пределы помещения с последующим выбросом в систему спецвентиляции корпуса.

Проведение работ по дезактивации помещений с применением промышленного пылесоса показали положительный результат в части уменьшении уровня снимаемого поверхностного загрязнения, даже при его краткосрочном одноразовом применении. По данным повторных замеров было зафиксировано снижение уровня загрязненности в точках проведения дезактивации от 16 до 98%, в 6 точках из 16 наблюдаемая эффективность дезактивации свыше 80 % (Таблица 4.7) [111].

Таблица 4.7. Сравнения уровней поверхностного альфа-загрязнения до и после проведения дезактивационных работ с применением промышленного пылесоса

Тип покрытия	Поверхностное загрязнение α-излучающими нуклидами, част/см^2·мин.		*$К_д$, %
	До дезактивации ($A_{до}$)	После дезактивации ($A_{после}$)	
Бетонная стяжка	$4{,}0\cdot10^4$	$3{,}7\cdot10^3$	90,8
	$4{,}5\cdot10^4$	$4{,}0\cdot10^3$	91,1
	$5{,}5\cdot10^4$	$3{,}0\cdot10^3$	94,5
	$8{,}0\cdot10^4$	$1{,}8\cdot10^3$	97,8
Кирпич	$3{,}0\cdot10^4$	$4{,}2\cdot10^3$	86,0
	$3{,}5\cdot10^4$	$5{,}2\cdot10^3$	85,1
Дерево	$3{,}7\cdot10^4$	$1{,}5\cdot10^4$	59,5
	$14{,}7\cdot10^4$	$9{,}0\cdot10^4$	38,8

Тип покрытия	Поверхностное загрязнение α-излучающими нуклидами, част/см^2·мин.		*$К_д$, %
	До дезактивации ($A_{до}$)	После дезактивации ($A_{после}$)	
Ламинат	$4{,}5\cdot10^3$	$2{,}5\cdot10^3$	44,4
Метлахская плитка	$3{,}7\cdot10^3$	$2{,}8\cdot10^3$	24,3
	$9{,}2\cdot10^3$	$6{,}5\cdot10^3$	29,3
Мастичное покрытие	$4{,}3\cdot10^3$	$3{,}3\cdot10^3$	23,3
	$4{,}7\cdot10^3$	$3{,}7\cdot10^3$	22,3
	$3{,}7\cdot10^3$	$2{,}6\cdot10^3$	28,8
Битум	170	143	15,9
	240	192	20,0

Примечание:* $К_д$ – коэффициент эффективности дезактивации, $К_д = 100\cdot(A_{до} - A_{после})/ A_{до}$

Установлено влияние величины исходного загрязнения α-излучающими радионуклидами на эффективность дезактивации в зависимости от типа материала. Например, для дезактивации бетонных покрытий с различным загрязнением (от $4{,}0\cdot10^4$ до $8{,}0\cdot10^4$ α-част/см^2·мин) характерно высокое значение эффективности дезактивации с ее соответствующим ростом (от 90,8 до 97,8 %); для кирпича, напротив, с увеличением загрязнения наблюдается незначительное снижение при сохранении достаточного уровня эффективности (от 86 до 85 %). Для дерева эффективность невысока и существенно снижается (от 59,9 до 38,8 %) при увеличении загрязнения (от $3{,}7\cdot10^4$ до $1{,}4\cdot10^5$ част/см^2·мин). Для поверхностей типа мастичных, битумных покрытий и метлахской плитки эффективность такой дезактивации практически отсутствует (менее 30% за одну обработку поверхности).

Таким образом, применение данного метода дезактивации, обеспечивающего эффективность дезактивации от 38,8 % до 97,8 % за одну обработку поверхности, для таких материалов как бетон, кирпич или дерево является практически обоснованным.

После проведения работ по удалению существующей и временной систем спецвентиляции, на этапе демонтажа строительных конструкций, установки NILFISK 3707/10 и DELFIN DG 200 были применены для очистки воздуха при удалении загрязнений в несущих строительных конструкциях корпуса. Для этого в рабочую зону саншлюза, через монтажное отверстие, вводился воздуховод, подсоединенный к установке, размещенной за пределами помещения и саншлюза. Для обеспечения дополнительной очистки выбрасываемого воздуха, установки оснащались фильтром марки Ф-19, устанавливаемым

на защитную раму самой установки. Работы по удалению загрязненных участков проводятся при непрерывном контроле содержания аэрозолей в воздухе. Для обеспечения непрерывного контроля содержания радиоактивных аэрозолей в выбрасываемом установкой воздухе в процессе производства работ применялась мобильная установка УДА-1АБ. Дополнительный контроль обеспечивается с применением расходомера пробоотборника ПУ-5 и фильтрующих элементов типа АФА-РСП-20.

Применяемая технология позволила значительно сократить объем вторичных РАО в виде ветоши, СИЗ, протирочного материала, применяемого в ходе дезактивации, значительно ускорить сроки проведения работ, а также послужила основой для организации мобильной системы удаления и очистки воздуха.

4.2.4. Выводы

1. Разработаны мероприятия по подавлению пылеобразования в помещениях опасной («грязной») зоны с экстремально высокими уровнями загрязнения. Данные мероприятия включали: дезактивацию промышленными пылесосами типа NILFISK 3707/10 и DELFIN DG 200 с HEPA-фильтрами; организацию трехсекционных шлюзов с «мокрой» дезактивацией на границах помещений; фиксацию загрязнения в форме тонкодисперсных фракций пыли с помощью систем туманообразвания путем соосаждения с водным аэрозолем на подготовленную поверхность.

2. Обосновано применение метода дезактивации промышленными пылесосами, обеспечивающего эффективность дезактивации более 80,0% за одну обработку поверхности некоторых материалов (бетон, кирпич). Для бетонных покрытий с различным загрязнением (от $4{,}0\cdot10^4$ до $8{,}0\cdot10^4$ α-част/см^2·мин) характерно высокое значение эффективности дезактивации (от 90,8 до 97,8 %); для кирпича наблюдается незначительное снижение при сохранении достаточного уровня эффективности (от 86 до 85 %). Для дерева эффективность невысока и существенно снижается (от 59,9 до 38,8 %) при увеличении загрязнения (от $3{,}7\cdot10^4$ до $1{,}4\cdot10^5$ част/см^2·мин). Таким образом, применение данного метода дезактивации оправдано для пористых материалов и гладких поверхностей. На поверхностях типа мастичных, битумных покрытий и метлахской плитки эффективность метода дезактивации практически не обоснована (менее 30% за одну обработку поверхности).

3. Ресуспензия пыли, обусловленная турбулентными конвективными воздушными потока и повышенной мобильностью плутония в загрязненном помещении, приводит к

снижению эффективности методов дезактивации с использованием промышленных пылесосов и усложнению проведения работ, а в конечном итоге – к возникновению существенных рисков обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации.

4. Для повышения эффективности подавления образования ресуспендированной в объеме дезактивируемого помещения тонкодисперсной (аэрозольной) фракции пыли необходимо предварительное распыление водного аэрозоля с размером капель от 100 до 400 мкм с последующим нанесением на горизонтальную поверхность слоя кварцевого песка фракции 100-200 мкм из расчета 200-400 г на 1 м^2. Пылеподавление при демонтаже крупногабаритного оборудования и коммуникаций обеспечивается путем предварительной герметизации внутренних полостей с помощью монтажной пены.

4.3. ОБОСНОВАНИЕ СОКРАЩЕНИЯ ОБЪЕМОВ РАО В РЕЗУЛЬТАТЕ ПРИНЯТЫХ РЕШЕНИЙ

Основные этапы работ, предусмотренные проектом по выводу из эксплуатации лабораторного корпуса «Б» [91], и морфологический состав образующихся при этом отходов представлены на схеме (Рисунок 21).

Анализируя материалы, представленные на данном рисунке, можно сделать вывод, что вещественный состав отходов определяют главным образом следующие материалы: ткани, стекло, керамика, пластик, дерево, штукатурка, кирпич, бетон, нержавеющая и углеродистая сталь в различной геометрии (изделия, трубы, оборудование, защитные шкафы, боксы), свинец.

В порядке возрастания глубины проникновения радиоактивного загрязнения в различные материалы, их можно разделить на следующие категории:

– твердые непористые материалы – пластикат, металл (не подвергшийся коррозии), крашеное дерево, стекло, пластик;

– твердые слабопористые материалы: резина, металл (подвергшийся коррозии), бетон (цементная стяжка), кирпич, штукатурка, оболочки кабелей;

– пористые материалы: бумага, ткань, СИЗ, ветошь, доски (неокрашенное дерево), полимерные дезактивирующие покрытия, песок.

В зависимости от размеров отдельных объектов, с которыми проводят работы, отходы можно разделить на две группы: малогабаритные отходы (объекты) и крупногабаритные отходы (объекты).

Рисунок 21 Основные этапы работ по ВЭ лабораторного корпуса «Б» и морфологический состав образующихся при этом отходов

К малогабаритным отходам (объектам) относятся отходы, не требующие разделки на фрагменты перед размещением в радиационные упаковки или фрагментация которых минимальна.

К крупногабаритным объектам, требующим подробного обследования, а также проведения демонтажа (дефрагментации) перед упаковкой относятся [45]:

Группа 1 (Г1). Технологическое и офисное оборудование:

Г1.6 сейфы для хранения ЗРИ;

Г1.7 крупногабаритное технологическое оборудование;

Г1.8 вытяжные шкафы, перчаточные боксы, защитные боксы;

Группа 2 (Г2). Лабораторные и офисные принадлежности и материалы:

Г2.11 элементы мобильной защиты и защитных экранов (включая изделия из свинца);

Группа 3 (Г3). Элементы инженерных систем:

Г3.4 питательные трубопроводы водо- и теплоснабжения;

Г3.5 стационарные отопительные приборы и элементы;

Г3.7 воздуховоды и элементы вентиляционных систем (общеприточная и спец-вентиляция);

Г3.8 трубопроводы канализаций и систем водоотведения (общего назначения и спецканализация).

Следует также учесть и образующиеся в процессе работ на большинстве этапов вторичные отходы – СИЗ, ветошь, упаковочную полиэтиленовую пленку, полимерные дезактивирующие покрытия.

Схема обращения с РАО включает в себя комплекс следующих основных технологических операций:

- сбор и сортировка РАО на местах образования в зависимости от степени загрязненности, способа последующего обращения и условий транспортирования;

- затаривание РАО в первичную упаковку (пластикатовые мешки, полиэтиленовая пленка, металлические бочки, контейнеры для сбора ЖРО), загрузка первичных упаковок с РАО на грузовые тележки;

- упаковка РАО в транспортные контейнеры;

- выходной дозиметрический контроль поверхности транспортного контейнера на радиоактивное загрязнение;

- загрузка транспортного контейнера в спецавтомобиль;

- радиационный контроль наружных поверхностей специального транспортного средства;

- дезактивация наружных поверхностей спецавтомобиля (при необходимости);

- учет вывозимых РАО в журнале и составление сопроводительной документации.

Для характеризации РАО на всех стадиях формирования и обращения с ними нами разработаны регламенты контроля характеристик ТРО, которые учитывают особенности их радионуклидного состава, его вариаций по объекту и морфологии.

Регламенты должны охватывать следующие этапы работ:

- сбор, сортировка, фрагментация, упаковка формирование первичных упаковочных комплектов РАО,
- планирование и проведение работ по дезактивации,
- обработка и сортировка РАО с целью формирования упаковок для промежуточного (длительного) хранения
- контейнеризация, паспортизация упаковок РАО.

Как отмечалось выше, к наиболее трудноопределяемым недеструктивными методами альфа-излучающим радионуклидам относятся радионуклиды плутония ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu по которым приняты наиболее жесткие критерии категоризации РАО. В Таблице 4.8 приведены обобщенные требования нормативных документов, регламентирующих категорирование РАО, а также их применение для вышеуказанных радионуклидов.

Характеризация РАО на стадии работ «Сбор, сортировка, фрагментация, упаковка формирование первичных упаковочных комплектов РАО» направлена на первичное отделение потока РАО от нерадиоактивных отходов, уточнение объемов и оценку удельной активности образующихся отходов в первичных упаковочных комплектах.

Таблица 4.8. Критерии категоризации отходов по радиоактивному загрязнению в соответствии с руководящими документами

Категория отходов	**Критерий по РД**	**Критерий для Pu-239** $A_{уд.Pu\text{-}239}$**, Бк/г**	**Руководящий документ**
РАО (САО) 2 класс	$10^2 \le \sum A_{уд.TRU_i} \le 10^5$ (Бк/г)	$10^2 \le A_{уд.Pu\text{-}239} \le 10^5$	**ПП N 1069** от 19 октября 2012 г., Критерии классификации удаляемых РАО [96]
РАО (САО) 3 класс	$10^1 \le \sum A_{уд.TRU_i} \le 10^2$ (Бк/г)	$10 \le A_{уд.Pu\text{-}239} \le 10^2$	**ПП N 1069** от 19 октября 2012 г., Критерии классификации удаляемых РАО
РАО (САО)	$10^1 \le \sum A_{уд.TRU_i} \le 10^5$ (Бк/г)	$10^1 \le A_{уд.Pu\text{-}239} \le 10^5$	**СанПиН 2.6.6.-10**«Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002). Изменения и дополнения N 1 к СП 2.6.6.1168-02», п.3.7 (таблица 3.1) [97], **ОСПОРБ 1999/2010**, п.3.12 (таблица 3.12.1) [66]
РАО (НАО) 4 класс	$\sum A_{уд.TRU_i\,i} \le 10$ (Бк/г)	$A_{уд.Pu\text{-}239} \le 10$	**ПП N 1069** от 19 октября 2012 г., Критерии классификации удаляемых РАО
РАО (НАО)	$\sum A_{уд.TRU_i\,i} \le 10$ (Бк/г)	$A_{уд.Pu\text{-}239} \le 10$	**СанПиН 2.6.6.-10**«Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002). Изменения и дополнения N 1 к СП 2.6.6.1168-02», п.3.7 (таблица 3.1), **ОСПОРБ 1999/2010**, п.3.12 (таблица 3.12.1)
РАО	$\sum \frac{A_{уд..i}}{A_{уд.пред.i}} \ge 1$	$A_{уд.Pu\text{-}239} \ge 1{,}0$	**ПП N 1069** от 19 октября 2012 г., Приложение табл. «Предельные значения удельной и объемной активности…»
ОНАО	$0{,}3 \le \sum A_{уд.TRU_i} \le 1{,}0$ (Бк/г)	$0{,}3 \le A_{уд.Pu\text{-}239} \le 1{,}0$	**СП 2.6.6.2572-2010** «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды», п. 4.1 [98]
Ограниченное использование	$\sum A_{уд.TRU_П-3_i} \le \sum A_{уд.TRU_i\,i}$ $\le (\sum \frac{A_{уд..i}}{МЗУА_{.i}} \le 1)$ При условии: индивидуальная годовая эффективная доза облучения при планируемом виде их использования не должна превышать 10 мкЗв	$0{,}1 \le A_{уд.Pu\text{-}239} \le 1{,}0$ $0{,}3 \le A_{уд.Pu\text{-}239} \le 1{,}0$ (для СП 2.6.6.2572-2010)	**ОСПОРБ 1999/2010**, п.3.12, Приложение 3. табл. «Удельные активности техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование материалов»
Неограниченное использование	$\sum A_{уд.TRU_i\,i} \le \sum A_{уд.TRU_П-3_i}$ $0{,}3 \le \sum A_{уд.TRU_i}$ (Бк/г)	$A_{уд.Pu\text{-}239} \le 0{,}1$ $A_{уд.Pu\text{-}239} \le 0{,}3$ (для СП 2.6.6.2572-2010)	**ОСПОРБ 1999/2010**, п.3.11, Приложение 3 табл. «Удельные активности техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование материалов», **СП 2.6.6.2572-2010**, п. 4.1

По данным КИРО в проектной документации [91] определены количества и категории РАО, образующихся при выводе из эксплуатации корпуса «Б» (Таблица 4.9). Вторичные жидкие радиоактивные отходы (ЖРО), образующиеся на участке жидкостной дезактивации, поступают в систему спецканализации института и далее в цех переработки (ЦП ЖРО) на промплощадку МСП в объеме 8,4 м^3 (см. Таблицу 4.10).

Таблица 4.9. Проектные объемы РАО, образующихся при проведении работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б»

Вид отходов	Объем, м^3	Масса, т	Тип контейнера	Количество, шт.
Неметаллические отходы категории НАО	49,1	74,0	КРАД-1,36	46
Металлические отходы категории НАО	354	211,7	КТБН-3000	326
Крошка бетонная, ЛКП отходы категории НАО	972,0	1080,0	КРАД-1,36	894
Химреактивы	0,1	0,1	КРАД-3,0	148

Таблица 4.10. Проектные объемы отходов при выполнении дезактивации и демонтажа

Наименование отходов	Материал	Объем, м^3	Масса, т
Оборудование	Нерж. ст.	248,4*	115,0
Оборудование	Угл. ст.	138,4**	96,9
Оборудование	Пластик (оргстекло)	2,1	3,2
Оборудование (мебель, инвентарь)	Дерево	45,7	26,8
Оборудование	Керамика	12,0	18,2
Трубопроводы	Нерж. ст.	2,6	2,1
Арматура	Нерж. ст.	2,1	1,2
Приборы	Сборка	13,5	2,0
Свинцовая защита	Свинец	1,8	20,0
ИТОГО:		466,6	285,2
Вторичные отходы:			
Вторичные ТРО (пленки)		9,2	45,6
Ветошь, СИЗ		25,8	7,1
ЖРО (вторичные)		8,4	8,4
Крошка бетонная, ЛКП	Бетон, ЛКП	972,0***	1080,0
ИТОГО:		1015,4	1141,1
Химреактивы		0,4	0,4
ВСЕГО:		1482,4	1426,7

Примечание: * - объем металлических отходов определен с учетом боксов в количестве 30 шт., не подлежащих вскрытию и фрагментации в пределах корпуса Б;

** - насыпная (средняя) плотность отходов определена в размере 0,7 т/м^3 для оборудования и трубопроводов и 0,6 – для электротехнических отходов (кабели, розетки, выключатели и т.д.);
*** - величина дана с учетом разрыхленного состояния, коэффициент разрыхления равен 1,8;

Объем РАО, образовавшихся в результате проведения работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б», составил 1603,2 м^3 (777,5 т) общей активностью $7{,}76 \cdot 10^{10}$ Бк (Таблица 4.11). Снижение объемов образования РАО обеспечило возможность планирования работ по вывозу РАО, сократив количество заказываемых контейнеров.

Таблица 4.11. Итоговые объемы отходов

Вид отходов	Объем, м^3	Масса, т	Активность, Бк	Организация по размещению
НАО	727	455,7	$7{,}46 \cdot 10^{10}$	ФГУП «Радон»
НАО	846,2	273,4	$2{,}53 \cdot 10^{9}$	ФГУП «РосРАО»
НАО	30	48,4	$4{,}53 \cdot 10^{8}$	ФГУП «РосРАО»

В результате осуществления комплекса мероприятий по безопасному выводу из эксплуатации РОО сокращение РАО (по сравнению с проектными значениями) и соответствующий возможный экономический эффект (транспортировка, переработка и хранение НАО) составляет 43,1% (масс.).

5. ПРАКТИЧЕСКОЕ ВНЕДРЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

5.1. ПОРЯДОК ПРОВЕДЕНИЯ РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ РОО

Основные положения по внедрению результатов данной работы в практику нашли отражение в утвержденном АО «ВНИИНМ» Сборнике инструкций по радиационному обследованию зданий, помещений, оборудования и отходов демонтажа для предварительной сортировки РАО по категориям и оценки их активности при выводе из эксплуатации ЯРОО [99].

Проведение радиационного обследования включает в себя следующие этапы:

- выявление участков с максимальным уровнем радиоактивного загрязнения;
- обоснование выбора соответствующей аппаратуры контроля для оценки РАО на местах образования;
- определение категории и радионуклидного состава РАО;
- проведение радиационного контроля в зависимости от габаритных размеров загрязненных объектов.

Процесс поиска, сбора и удаления РАО и промышленных отходов, содержащих техногенные радионуклиды, должен начинаться с участков помещения (объектов, материалов), имеющих наибольшее радиоактивное загрязнение (уровень загрязнения определялся нами на основании анализа результатов ранее выполненного радиационного контроля).

Для определения содержания (активности) в отходах радионуклидов, анализ которых с помощью гамма-спектрометрических измерений затруднен или невозможен (например, ^{90}Sr, ^{239}Pu) используется метод «радионуклидного вектора».

Рабочие инструкции, представленные в разработанном нами Сборнике, включали: порядок приведения помещений в радиационно безопасное состояние, порядки определения радиационных факторов, отбора мазковых проб, проб с поверхности и глубины объектов, инструкции по радиационному обследованию для предварительного разделения отходов по категориям.

Порядок обследования малогабаритных (точечных, линейных) объектов

К малогабаритным объектам относятся объекты, не требующие разделки на фрагменты или фрагментация которых минимальна.

При радиационных обследованиях необходимо различать малогабаритные отходы по материальному составу: из твердых непористых, слабопористых и пористых материалов. К твердым непористые материалам относятся - металл, крашеное дерево, стекло, пластик. Твердые слабопористые материалы - резина, бетон (стяжка), кирпич, штукатурка, оболочка кабелей. Пористые материалы - бумага, ткань, СИЗ, ветошь, неокрашенное дерево, полимерные дезактивирующие покрытия.

Поиск источников излучения проводится в направлении наиболее мощного источника излучения, направление движения к которому корректируется по мере приближения к объекту. Сначала проводится измерение МЭД, затем потоков β- и α-излучения от объекта.

При измерении потока β-частиц последовательно перемещать датчик с равномерной скоростью поперек обследуемой поверхности. При этом детектор прибора должен быть расположен на расстоянии 3 – 6 см от обследуемой поверхности. Обследование необходимо начинать с края и перемещаться к центру. Контрольные замеры производить в точке, где показания прибора оказались максимальными. Обеспечить точность измерений не хуже 30 %. При необходимости место измерений пометить мелом или маркером в виде окружности с диаметром, равным диаметру рабочей поверхности детектора для взятия мазка.

Для измерения потока α-частиц расположить датчик (окно детектора) на расстоянии не более 0,5 см от обследуемой поверхности. Обследование объекта провести аналогично обследованию с помощью бета-датчика. Место обнаружения максимального уровня загрязнения по α-излучению, при необходимости, отметить для взятия мазка.

Порядок радиационного обследования площадных объектов (защитного покрытия и полов)

При радиационных обследованиях необходимо различать защитные покрытия и полы, в состав которых входят:

- твердые непористые материалы – пластикат;
- твердые слабопористые материалы: бетон (цементная стяжка);
- пористые материалы: доски (неокрашенное дерево), песок.

Защитные покрытия и полы могут обследоваться целиком или по частям, образующимся после демонтажа и при подготовке к упаковке. В случае обследования

частей покрытия оно выполняется в соответствии с инструкцией, применяемой отношении мелкогабаритных объектов.

Для осуществления привязки мест измерений и отбора проб при радиационных обследованиях, необходимо подготовить картограммы помещений – копии строительных чертежей с разметкой в виде прямоугольной сетки с размерами 1м·1м с присвоением индивидуального номера каждому квадрату сетки. Полы и защитные покрытия помещений нужно разметить (например, с помощью краски, маркеров или мела) в соответствии с подготовленными картограммами.

Порядок определения радиоактивного загрязнения поверхности α-излучателями

Цель: измерения поверхностного радиоактивного загрязнения путем регистрации плотностей потоков α-излучения прямым методом проводятся с целью обнаружения источника излучения и определения категории отходов для сортировки РАО.

Для проверки отсутствия повреждения защитной пленки детектора направить его на свет. При резком скачке показаний прибора произвести замену светозащитной пленки. Принять меры по защите прибора от поверхностного загрязнения до входа в радиоактивно-загрязненное помещение.

Значение плотности потока α-излучения $\Phi_\alpha^{ист}$, част./(мин·см^2) от радиоактивных отходов из твердых непористых материалов рассчитывается по формуле:

$$\Phi_\alpha^{ист} = k \cdot \Phi_\alpha^{изм},$$

где $\Phi_{\alpha изм}$ – максимальное измеренное значение плотности потока α-излучения, част./(мин·см^2);

k = 10 – поправочный коэффициент, учитывающий поглощение α-излучения в слое радиоактивного загрязнения и (или) в слое «неактивного» загрязнения, расположенного над радиоактивным загрязнением. Значение коэффициента принято на основе экспертных оценок и должно быть уточнено в процессе лабораторного анализа проб.

Истинное значение плотности потока α-излучения $\Phi_\alpha^{ист}$,част./(мин·см^2) от радиоактивных отходов из твердых слабопористых материалов рассчитывается по формуле:

$$\Phi_\alpha^{ист} = k \cdot k_1 \cdot \Phi_\alpha^{изм},$$

где k_1 = 1,72 – поправочный коэффициент, учитывающий распределение загрязнения по глубине слабопористого материала.

$A_{s\alpha}$ – поверхностная активность α-излучателей, Бк/см^2:

$$A_{s\alpha} = \Phi_{\alpha}^{ист}/30,$$

30 – коэффициент перехода от величины потока α-излучения в угол 2π в единицах част./мин, регистрируемого детектором при прямом методе измерений, к активности поверхностного загрязнения в единицах Бк (расп./с).

Порядок определения радиоактивного загрязнения поверхности β-излучателями

Цель: измерения поверхностного радиоактивного загрязнения путем регистрации плотностей потоков *β*-излучения прямым методом проводятся с целью обнаружения источника излучения и определения категории отходов для сортировки РАО.

Порядок отбора проб с поверхности и глубины объектов

Отбор проб с поверхности и глубины выполняется для определения «радионуклидного вектора» объектов, не имеющих снимаемого загрязнения.

Для отбора проб материала с поверхности твердого слабосорбирующего выбираются места с максимальными значениями уровней поверхностного загрязнения α- и (или) *β*-излучателями, установленными прямым методом измерения.

Необходимо провести отбор на глубину 1-2 мм с помощью 2-3 слоев наждачной бумаги внутри накладываемой маски с известной площадью. Отбор может осуществляться вручную или с помощью низкооборотистой шлифовальной машины со съемными дисками необходимого диаметра.

Для отбора проб пористых материалов с поверхности выберите места с максимальными значениями уровней поверхностного загрязнения α- и (или) *β*-излучателями, установленными прямым методом измерения. Пробы отбираются на всю глубину малогабаритного объекта из пористого материала. Площадь отбора пробы равна площади окна детектора α-излучения.

5.2. ВЫВОДЫ

1. Разработаны порядки по проведению радиационного обследования зданий, помещений, оборудования и отходов при выводе из эксплуатации РОО, определяющие объем, последовательность и содержание работ по выполнению дозиметрических и радиометрических исследований, обеспечивающих сбор в упаковки и последующую характеризацию/паспортизацию образующихся твердых радиоактивных отходов.

2. Исходя из специфики состава РАО были разработаны методы их характеризации, как неразрушающими методами, так и инструментальными методами с предварительным пробоотбором и пробоподготовкой.

3. Представленные результаты выполнения работ отвечают радиационным, санитарно-эпидемиологическим, строительным нормам и правилам и государственным стандартам. Исследовательский корпус «Б» АО «ВНИИНМ» ликвидирован, территория объекта реабилитирована и была рекомендована для снятия с регулирующего надзора и контроля.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана методология экспрессной оценки объемов РАО с помощью альфа- и гамма-спектрометрии. Показана возможность использования переносных радиометров для определения поверхностной загрязненности и удельных активностей радионуклидов на загрязненных объектах с учетом их морфологии.

Исследованы возможности полевой гамма-спектрометрии для оценки поверхностной плотности загрязнения объектов радионуклидами урана и трансурановых элементов. Проведены расчет эффективности регистрации основных альфа-излучателей путем моделирования пространственно-энергетических параметров конкретного гамма-спектрометрического детектора методом Монте-Карло, проверка адекватности модели с помощью тестовых измерений и собственно расчет кривых эффективности. «Проблемным» элементом является плутоний, для экспресс-оценки которого предлагается использовать ^{241}Am, накапливающийся при β-распаде ^{241}Pu. По расчетам, наиболее вероятное значение отношения активностей ^{239}Pu/^{241}Am («радионуклидный вектор») варьирует в интервале от 5,0 до 9,0.

На основании экспериментальных гамма-спектрометрических исследований с применением различных шаблонов геометрических объектов (параллелепипед, цилиндр, конус, полностью/частично заполненные активным материалом; профили в виде трубы, уголка, швеллера, двутавра, короба с поверхностным загрязнением; сферические и плоские поверхности (в т.ч. многослойные), плоские поверхности с экспоненциальным распределением активности) получены значения радионуклидных векторов (отношения активностей: ^{239}Pu/^{241}Am; (^{239}Pu+^{240}Pu)/^{241}Am; (^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu)/^{241}Am; (^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am)/^{241}Am; (^{238}Pu+^{239}Pu+^{240}Pu+^{241}Am+^{237}Np)/^{241}Am).

Выявленные уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей различных материалов и оборудования, позволяют разделить помещения корпуса «Б» на четыре зоны:

IV зона - соответствует фоновым значениям поверхностей рабочих помещений.

III зона – это уровень загрязнения α-радионуклидами поверхностей помещения, оборудования, который соответствует 5 частицам/см^2·мин и 2000 частицам/см^2·мин для β-радионуклидов.

II зона соответствует значениям поверхностного помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования, и не должны превышать 50 для α- радионуклидов и 10 000 β- радионуклидов частиц/см^2·мин.

Выше этих значений, это опасное загрязнение помещений, оборудования, разделенное по три подзоны (опасная, чрезвычайно опасная. аварийная) – I зона.

Впервые проведено зонирование помещений и территории РОО на категории: чистая (фоновая), условно чистая, загрязненная и опасная (чрезвычайно опасная, аварийная) зоны, - что позволило определить время нахождения персонала в дезактивируемых помещениях и обосновать применение средств индивидуальной и коллективной защиты.

В ходе комплекса работ по выводу из эксплуатации радиационно-опасного объекта обоснованы и успешно реализованы система взаимодействия эксплуатирующей организации, организации-исполнителя работ, надзорных органов, комплекс защитных барьеров и мероприятий по предотвращению распространения радиоактивного загрязнения, что позволило обеспечить радиационную безопасность персонала и населения, экологическую безопасность.

Обосновано применение метода дезактивации промышленными пылесосами, обеспечивающего эффективность дезактивации более 80,0% за одну обработку поверхности некоторых материалов (бетон, кирпич). Для бетонных покрытий с различным загрязнением (от $4{,}0\cdot10^4$ до $8{,}0\cdot10^4$ α-част/см^2·мин) характерно высокое значение эффективности дезактивации (от 90,8 до 97,8 %); для кирпича наблюдается незначительное снижение при сохранении достаточного уровня эффективности (от 86 до 85 %). Для дерева эффективность невысока и существенно снижается (от 59,9 до 38,8 %) при увеличении загрязнения (от $3{,}7\cdot10^4$ до $1{,}4\cdot10^5$ част/см^2·мин). Таким образом, применение метода дезактивации с помощью промышленных пылесосов оправдано для пористых материалов и гладких поверхностей. На поверхностях типа мастичных, битумных покрытий и метлахской плитки эффективность метода дезактивации с помощью промышленных пылесосов не достаточна (менее 30% за одну обработку поверхности).

В результате внедрения рекомендаций в практику итоговый объем РАО (по сравнению с проектными значениями) сокращен на 40 % и составил 1603,2 м^3 общей активностью $7{,}76\cdot10^{10}$ Бк.

Для повышения эффективности подавления образования ресуспендированной в объеме дезактивируемого помещения тонкодисперсной (аэрозольной) фракции пыли необходимо предварительное распыление водного аэрозоля с размером капель от 100 до 400 мкм с последующим нанесением на горизонтальную поверхность слоя кварцевого песка (фракции 100-200 мкм) из расчета 200-400 г на 1 $м^2$.

Разработаны мероприятия по подавлению пылеобразования в помещениях опасной («грязной») зоны с экстремально высокими уровнями загрязнения. Данные мероприятия включали: дезактивацию промышленными пылесосами типа NILFISK 3707/10 и DELFIN DG 200 с HEPA-фильтрами; организацию трехсекционных шлюзов с «мокрой» дезактивацией на границах помещений; фиксацию загрязнения в форме тонкодисперсных фракций пыли с помощью систем туманообразвания путем соосаждения с водным аэрозолем на подготовленную поверхность.

На основе анализа значений контрольных (допустимых) уровней, преимущественно установленных требованиями нормативных документов к защите населения, и данных о фоновых параметрах радиационных факторов рабочих помещений и оборудования обоснованы критерии радиационно-безопасного состояния объекта вывода из эксплуатации. Разработанные критерии позволяют оптимизировать объемы и технологию дезактивационных работ, включая необходимость дополнительной дезактивации помещений и оборудования.

Показано, что в случае радиационной аварии данное событие характеризуется Уровнем 2 (Инцидент) по Международной шкале ядерных событий (Таблица 5 INES), при этом радиологический эквивалент выброса составит 54,7 ТБк I-131.

При выводе объекта из эксплуатации требуется осуществление радиационного контроля воздуха рабочей зоны и выбросов в атмосферу, в частности, системы вытяжной вентиляции В1 (мощность дозы гамма-излучения, содержание и радионуклидный состав аэрозолей до и после очистки воздуха, уровень поверхностного загрязнения фильтров). При нормальных условиях вывода из эксплуатации РОО ожидаемая суммарная доза радионуклидов значительно ниже основных пределов доз (НРБ-99/2009, п.3.1.4) и регламентируемого ОСПОРБ-99/2010 предела дозы облучения населения обусловленной радиоактивными отходами (ОСПОРБ-99/2010, п. 3.12.19).

Вследствие близкого расположения объектов жилой застройки в случае радиационной аварии в результате обрушения здания РОО необходимо проведение

укрытия населения по критерию предотвращаемой дозы за первые 10 суток на всё тело по уровню А (таблица 6.3 НРБ-99/2009).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Волков, В.Г. Обращение с радиоактивными отходами при реабилитации загрязненных объектов и территорий Кирово-Чепецкого химического комбината / Волков В.Г., Павленко В.И., Чесноков А.В., Арустамов А.Э. – Атомная энергия, 2009. - Т. 107, вып. 4, С. 232-235.

2. Волков, В.Г. Основные принципы и предложения по реабилитации загрязненных объектов и территорий Кирово-Чепецкого химического комбината / Волков В.Г., Волкович А.Г., Павленко В.И., Смирнов С.В., Чесноков А.В., Арустамов А.Э., Веселов Е.И., Васендин Д.Р. – Атомная энергия, 2009. - Т. 107, вып. 4, С. 224-230.

3. Глаголев, А. В. Инженерно-экологические исследования загрязнения грунтовых вод радионуклидами / Глаголев А. В., Вольницкая Е. П., Прозоров Л. Б. - Безопасность ядерных технологий и окружающей среды, 2012. - № 3, С. 98-103.

4. Веселов, Е.И. Обоснование оптимальной конструкции и толщины покрытия приповерхностного хранилища радиоактивных отходов / Веселов Е.И., Прозоров Л.Б. – Атомная энергия, 2008. - Т. 105, вып. 6, С. 329-234.

5. Доклад об итогах реализации федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». - 2017.

6. Коренков, И.П. Защита окружающей среды при эксплуатации и выводе из эксплуатации радиационно-опасных объектов / Коренков И.П., Шандала Н.К., Лащенова Т.Н., Соболев А.И. - М.: изд. Бином, 2014. - 448 с.

7. http://фцп-ярб2030.рф/

8. Environmental and Source Monitoring for Purposes of Radiation Protection. IAEA safety standards series no. RS-G-1.8-Vienna: International Atomic Energy Agency, 2005.

9. Release of sites from regulatory control on termination of practices: Safety guide. IAEA safety standards series no. WS-G-5.10-Vienna: International Atomic Energy Agency, 2006.

10. Surveillance and monitoring of near surface disposal facilities for radioactive waste. Safety reports series, ISSN 1020-6450; no. 35-Vienna: International Atomic Energy Agency, 2004.

11. Monitoring for compliance with remediation criteria for sites. IAEA safety standards series. Safety reports series no. 72-Vienna: International Atomic Energy Agency, 2012.

12. Monitoring and surveillance of residues from the mining and milling of uranium and thorium. Safety reports series no. 27-Vienna: International Atomic Energy Agency, 2002.

13. Characterization of radiologically contaminated sites for remediation purposes. IAEA-TECDOC-1017 - Vienna: IAEA, 1998.

14. Programmes and systems for source and environmental radiation monitoring. Safety reports series, no. 64. Vienna: IAEA, 2010.

15. Measurement and calculation of releases from uranium mill tailings, Technical Reports Series No. 333. – Vienna: IAEA, 1992.

16. Guidelines for radioelement mapping using gamma ray spectrometry data. IAEA-TECDOC-1363 – Vienna: IAEA, 2003.

17. Uranium exploration data and techniques applied to the preparation of radioelement maps. IAEA-TECDOC-980 – Vienna: IAEA, 1997.

18. Compliance monitoring for remediated sites. IAEA- TECDOC-1118 - Vienna: IAEA, 1999.

19. Soil sampling for environmental contaminants. IAEA-TECDOC-1415 – Vienna: IAEA, 2004.

20. Вывод установок из эксплуатации. Общие требования безопасности GSR Part 6. МАГАТЭ, Вена, 2014.

21. Линге, И.И. Лучшие зарубежные практики вывода из эксплуатации ядерных установок и реабилитации загрязненных территорий / под общ. ред. И.И. Линге и А.А. Абрамова – М.: ИБРАЭ РАН, 2017. – Т.1, 336 с.

22. Линге, И.И. Лучшие зарубежные практики вывода из эксплуатации ядерных установок и реабилитации загрязненных территорий / под общ. ред. И.И. Линге и А.А. Абрамова – М.: ИБРАЭ РАН, 2017. – Т. 2, 187 с.

23. Линге, И.И. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Развитие системы обращения с радиоактивными отходами в России / под общ. ред. Л.А. Большова, Н.П. Лаверова, И.И. Линге — М., 2013.— Т.2, 392 с.

24. Линге, И.И. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Вывод из эксплуатации / под общ. ред. Л.А. Большова, Н.П. Лаверова, И.И. Линге — М., 2015. — Т.3, 316 с.

25. Bearden, D. M. Comprehensive environmental response, compensation, and liability act: a summary of superfund cleanup authorities and related provisions of the act / David M. Bearden. – Congressional research service, 2012.

26. HSE Criterion for delicensing nuclear sites. – London: Health and Safety Executive, 2005.

27. Guidance to inspectors on the interpretation and implementation of the HSE Policy criterion of no danger for the delicensing of nuclear sites. – London: Health and Safety Executive, 2008.

28. Radiological protection principles concerning the release for industrial use of areas contaminated by uranium mining. Recommendation of the German Commission on Radiological Protection. - Adopted at the 104th session of the Commission on Radiological Protection, 1991. – 5 p.

29. Radioactive waste management and decommissioning in France. – Andra-ASN-CEA-IRSN, 2013.

30. Comparison among different decommissioning funds methodologies for nuclear installations. - Brussels-Luxemburg: EC-EAEC, Final Report on behalf of the European Commission Directorate-General Energy and Transport, H2 Service Contract TREN/05/NUCL/S07.55436, 2007. — P. 170.

31. Рыбальченко, И.В. Обращение с отходами очень низкой активности. Шведский опыт / Рыбальченко И.В. – Санкт-Петербург, 2008.

32. Международный опыт по захоронению радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива. Обзор литературы - SKB International Consultant AB, 2009.

33. Lokan, K. Remediation of the Maralinga test site / K. Lokan. – Vienna: IAEA (Proceedings Series No.1092), Restoration of environments with radioactive residues (papers and discussions), proc. of an international symposium, 2000.

34. Proceedings of the topical session of the RWMC 40th. – Approaches and practices in decommissioning of facilities and management of radioactive waste from non-nuclear fuel cycle related activities, NEA-RWM, 2007.

35. СанПиН 2.6.1.2800-10 «Гигиенические требования по ограничению облучения населения за счет источников ионизирующего излучения». - 2011.

36. СП 2.6.1.1292-03 «Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Гигиенические требования по ограничению облучения населения за счет природных источников ионизирующего излучения. Санитарные правила». – 2010.

37. СанПиН 2.6.6.1169-02 2.6.6. «Радиоактивные отходы. Обеспечение радиационной безопасности при обращении с производственными отходами с повышенным содержанием природных радионуклидов на объектах нефтегазового комплекса Российской Федерации. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы». – 2002.

38. Ильин, Л.А. Радиационная гигиена / Ильин Л. А., Коренков И. П., Наркевич Б. Я. - М.: ГЭОТАР-Медиа, 5-е изд., перераб. и доп., 2017. - 416 с.

39. Тихоновский, В. Л. Программно-аппаратный комплекс digital decommissioning - инструмент проектирования и управления выводом из эксплуатации объектов использования атомной энергии / В. Л. Тихоновский, К. В. Юшицин, И. А. Кузьмичев, И. А. Бычкова, Б. К. Былкин, Д. М. Сонькин, Д. В. Крючков – Атомная энергия, 2018. - Т. 125, вып. 6, С. 351–355.

40. Соболев, А.И. Современная направленность научных исследований в решении актуальных задач обращения с радиоактивными отходами / Соболев А.И., Брыкин С.Н., Флоря С.Н., Баринов В.С. - Тематический сборник «Ядерная и радиационная безопасность России», 2014. – № 17, С. 95-106.

41. Sobolev, A.I. Chapter 10, Russia: experience of radioactive waste (RAW) management and contaminated site clean-up / Sobolev A.I., Brykin S.N., Gorbunova O.A. - Radioactive waste management and contaminated site clean-up: processes, technologies and international experience / ed. by William E. Lee, Michael I. Ojovan, Carol M. Jantzen. – Woodhead Publishing, 2013. - P. 345-382.

42. Каширин, И.А. Жидкосцинтилляционная спектрометрия. I. Определение состава сложных радионуклидных смесей с помощью разработанного β-спектрометра на основе жидкосцинтилляционного счетчика / Каширин И.А. и др. - Радиохимия, 2000. - Т. 42, №4, С. 377-383.

43. Малиновский, С.В. Определение статистических параметров жидкосцинтилляционного счёта / Малиновский С.В. и др. - Анри, 2002. - №7, С.4-11.

44. http://www.canberra.ru/html/products/detectors/ge/ge.htm/

45. Отчет по теме «Экспертиза методического обеспечения и рекомендации по его расширению и дополнению». Этап II. - М., ОАО «ФЦЯРБ», 2014.

46. ФР.1.40.2016.24782 МВИ 1.2.5 (11). Методика измерений мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения в контрольных точках объектов.

47. ФР. 1.40.2016.24781 МВИ 12.9.7 (2). Методика контроля индивидуальных доз внешнего облучения фотонами персонала АО «ВНИИНМ».

48. ФР. 1.40.2016.24793 МВК 13.5 (31). Методика дозиметрического контроля производственных помещений и рабочих мест персонала.

49. ФР. 1.40.2016.24800 МВК 6.3.4 (2). Методика контроля объемной альфа- и бета-активности аэрозолей в воздухе производственных помещений АО «ВНИИНМ».

50. Методика выполнения измерений активности альфа, бета-излучающих радионуклидов с использованием жидкосцинтилляционного спектрометрического комплекса типа СКС.

51. МУК 2.6.1.016-99 Контроль загрязнения радиоактивными нуклидами поверхностей рабочих помещений, оборудования, транспортных средств и других объектов. - М.: ОАО "Машиностроительный завод"; ЗАО "Радиационные и экологические исследования", 1999.

52. Крышев, И.И. Экологическая безопасность ядерно-энергетического комплекса России / Крышев И.И., Рязанцев Е.П. – М.:, изд. АТ, 2010. - 495 с.

53. Radiation protection 113. Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations. Recommendations of the group of experts set up under the terms of Article 31 of the Euratom Treaty. - European Comission, 2000.

54. Vandenhovel, H. Final Report Investigation of a possible basis for a common approach with regard to the restoration of areas affected by lasting raditionexposure as a result of past or old practice of work activity / Vandenhovel H., Bosher A., Jensen P. H. - European Comission, DG XI Environmental, Nuclear Safety and Civil Protection under contract 96-ET-006, 1999.

55. Comprehensive Environmental response, Compensation and Liability Act. – CERCLA, 1980.

56. Критерии принятия решений по реабилитации территорий, загрязненных радиоактивными веществами в результате деятельности предприятий атомной промышленности. - М., Минатом РФ, 2003.

57. Коренков, И.П. Алгоритм принятия решений при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов / Коренков И.П., Лащенова Т.Н., Шандала Н.К. и др. - Гигиена и санитария, 2010. - №6, С. 25-31.

58. Концепция экологической реабилитации береговых технических баз Северного региона России. - М., Минатом РФ, ФГУП НИКИЭТ, 2004. – 32 с.

59. Былкин, Б.К. Применение многофакторного анализа для выбора вариантов конечного состояния и стратегий экологической реабилитации Пункта временного хранения ОЯТ и РАО в поселке Гремиха / Былкин Б.К., Горлинский Ю.Е., Кутьков В.А., и др. - М.: РНЦ «Курчатовский институт», Предпринт ИАЭ-6456/3, 2007. – 21 с.

60. Отчет «Анализ проб по помещениям корпуса «Б» ОАО «ВНИИНМ». - ООО «НТЦ Амплитуда», 2013.

61. J. Carson Mark. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium / J. Carson Mark. - Science and Global Security, 2010. – Vol. 17, №. 2-3, P. 170-185.

62. Шипунов, А.И. Практическая альфа- и бета-радиометрия счетных образцов с самопоглощением (метрологический аспект) / Шипунов А.И. – Дубна, V Международное совещание «Проблемы прикладной спектрометрии и радиометрии, ППСР-2001», 2001.

63. МУ 1.2.1.16.0212-2014 Методические указания «Определение характеристик радиоактивных отходов АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом». – М., ОАО «Концерн «Росэнергоатом», 2014.

64. Кутьков, В.А. Основы радиационного контроля на АЭС / Кутьков В.А., Ткаченко В.В., Романцов В.П., Безруков Б.А., Долженков И.В., Алексеев А.Г. и др. - Москва – Обнинск: Концерн «Росэнергоатом», ИАТЭ, 2005. – 268 с.

65. СП 2.6.1.758-99 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)». – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.

66. СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010)». – 2013.

67. НП-057-04 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ЯУ ЯТЦ». – 2005.

68. Клочков, В.Н. Дезактивация средств индивидуальной защиты при ликвидации последствий радиационной аварии: опыт Чернобыля и его применение в современных условиях / Клочков В.Н., Рубцов В.И. – Медицинская радиология и радиационная безопасность, 2016. - №4, С.13-25.

69. Гигиенические требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при проектировании работ с ОЯТ и РАО. Руководство Р-ГТП СевРАО-07. - ГНЦ ИБФ, 2007.

70. ГОСТ Р 54578-2011 «Воздух рабочей зоны. аэрозоли преимущественно фиброгенного действия. Общие принципы гигиенического контроля и оценки воздействия». – 2011.

71. ГН 2.1.6.2604-10 «Дополнение № 8 к ГН 2.1.6.1338-03 «Предельно допустимые концентрации (ПДК) загрязняющих веществ в атмосферном воздухе населенных мест». – 2010.

72. ГОСТ Р ИСО 7708-2006 «Качество воздуха. Определение гранулометрического состава частиц при санитарно-гигиеническом контроле». – 2006.

73. Отчет по теме «Обоснование комплекса мероприятий по приведению корпуса «Б» ОАО «ВНИИНМ» в радиационно безопасное состояние». Этап III. – М., ОАО «ФЦЯРБ», 2014.

74. Крисюк, Э.М. Радиационный фон помещений / Крисюк Э.М. - М.: Энергоатомиздат, 1999. - 120 с.

75. INES Руководство для пользователей международной шкалы ядерных и радиологических событий. — Вена: МАГАТЭ, 2010. — 235 с.

76. Родионов, В.В. Реагентная дезактивация грунтовых материалов / Родионов В.В., Щеглов М.Ю. - Безопасность окружающей среды, 2006. – №. 1, С. 40–43.

77. Иванов, В.Б. Анализ и оценка уровня радиационной безопасности предприятия «Московский завод полиметаллов» / Иванов В.Б., Снытин С.Ю. - М., ООО «Антек Консалтинг», 2003. - 36 с.

78. Теплицкий, А.Л. Проведение дезактивации участков радиоактивного загрязнения территории промплощадки ГУП НТЦ «Эксперт» МО РФ ЗАО СМП / Теплицкий А.Л., Онкин А.И., Кистанов Е.М. - М., 2002. - 21 с.

79. Зимон, А.Д. Дезактивация / Зимон А.Д., Пикалев В.К. - М.: ИздАт,1998. - 336 с.

80. СТО СРО-П 60542948 00049-2017 «Стандарт организации. Объекты использования атомной энергии. Дезактивация оборудования и помещений при выводе из эксплуатации ядерных и радиационно опасных объектов (ЯРОО). Требования к применениям технологий производства работ». – 2017.

81. Коренков, И.П. Актуальные проблемы обеспечения радиационной безопасности населения при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов и территорий / Коренков И.П., Лащенова Т.Н., Невейкин П.П., Шандала Н.К. - Венгрия-Австрия, Сборник материалов VIII Международного симпозиума «Экология человека и медико-биологическая безопасность населения», 20-29 октября, 2012.

82. Баринов, А.С. Патент RU2172531C1. Способ электрокинетический очистки грунтов от радиоактивных и токсичных веществ и устройство для его реализации/ Баринов А.С., Прозоров Л.Б., Щеглов М.Ю., Николаевский В.Б., Батусов С.С. - Опубликовано 20.08.2001.

83. Емец, Е.П. Патент RU 2210123. Способ очистки металлических поверхностей от радиоактивного загрязнения / Емец Е.П., Полуэктов П.П., Симонов В.П., Храбров С.Л., Кабанов А.Б. - Опубликовано 10.08.2003.

84. Отчет о выполнении НИР «Подготовка и проведение работ по предотвращению крупномасштабного загрязнения губы Андреева». - М., РНЦ «Курчатовский институт», 2000. - 45 с.

85. Николаевский, В.Б. Разработка и испытания реагента – сепарационной технологии очистки грунта / Николаевский В.Б., Лащенова Т.Н., Девкин В.Б. - Сергиев Посад, Сборник трудов к 50-летию ГУП МОСНПО «Радон», 2010. – С. 188–197.

86. Ермаков, А.И. Радиационно гигиенические подходы при выводе из эксплуатации объектов, загрязненных техногенными α-излучателями / Ермаков А.И., Семеновых С.В., Коренков И.П., Лащенова Т.Н., Майзик А.Б. – АНРИ, 2015. – №4, вып. 83, С. 58–64.

87. Волков, В.Г. Дезактивация радиоактивного загрязнения грунта в РНЦ «Курчатовский институт» / Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П. - Атомная энергия, 2007. - Т. 103, вып. 6, С. 381–387.

88. Майзик, А.Б. Организационно-методические подходы при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов / Майзик А.Б., Кузнецов А.Ю., Цовьянов А.Г., Коренков И.П., Лащенова Т.Н. – АНРИ, 2017. – № 1, вып. 88, С. 55–61.

89. Новый справочник химика и технолога. Радиоактивные вещества. Вредные вещества. Гигиенические нормативы. – С.-Пб.: АНО НПО «Профессионал», 2004. – С. 181 – 224.

90. Сафронов, В.Г. Результаты реабилитационных работ Центра ТПТ и РАР / Сафронов В.Г., Осминов А.М. - Сергиев Посад, Сборник трудов к 50-летию ГУП МОСНПО «Радон», 2010. - С. 90–96.

91. Вывод из эксплуатации корпуса «Б» ОАО «ВНИИНМ». Проектная документация. Раздел 1. Пояснительная записка. – СПб.: ОАО «РАОПРОЕКТ», 2010.

92. Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (с изменениями на 28 июня 2017 года). - Бюллетень нормативных актов федеральных органов исполнительной власти, 2013. - № 13.

93. Методика разработки нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (ДВ-2010) Том 1 (Обязательная часть). – 2010. – 65 с.

94. http://www.tumantorg.ru/

95. ГОСТ Р ЕН 1822-1-2010 «Высокоэффективные фильтры очистки воздуха EPA, HEPA и ULPA. Часть 1. Классификация, методы испытаний, маркировка». - М.: Стандартинформ, 2011.

96. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов». – 2015.

97. СанПиН 2.6.6.2796-10 «Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002). Изменения и дополнения № 1 к СП 2.6.6.1168-02». - 2011.

98. СП 2.6.6.2572-2010 «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды». - 2010.

99. Сборник инструкций по радиационному обследованию зданий, помещений, оборудования и отходов демонтажа при выводе из эксплуатации объектов для

предварительной сортировки РАО по категориям и оценки их активности. – Красноярск: ООО «Квант», 2014.

100. Отчет «Выполнение работ по разгерметизации, вскрытию боксов, цепочек боксов, с извлечением осадков, отложений, остатков технологических растворов, и последующим отбором проб, содержащих весовые количества долгоживущих радионуклидов в корпусе «Б» ОАО «ВНИИНМ». – М., ООО «Квант», 2012.

101. Рекомендации по приборному обеспечению дозиметрического и радиометрического контроля в соответствии с НРБ-99 и ОСПОРБ-99. – М., СНИИП, 2003.

102. Машкович, В.П. Защита от ионизирующих излучений: Справочник / Машкович В.П., Кудрявцева А.В. - М.: Энергоатомиздат, 1995.

103. А.П. Варлаков, Я.В. Сергеечева, М.В. Ивлиев, Г.А. Варлакова, В.А. Горбунов, С.В. Карлин. Применение методологии радионуклидного вектора для определения активности сложнодетектируемых радионуклидов в потоках РАО. – Радиоактивные отходы. 2020. - №10, С. 85-91.

104. Коренков И.П. Оценка объемной активности радиоактивных отходов по поверхностной и удельной загрязненности методом переносной гамма-спектрометрии / А.И. Ермаков, Т.Н. Лащенова, А.Б. Майзик, В.Н. Клочков, А.Ю. Бушманов. - Медицина труда и промышленная экология, 2020. – №6.

105. ГН 2.1.6.3492-17 «Предельно допустимые концентрации (ПДК) загрязняющих веществ в атмосферном воздухе городских и сельских поселений». – 2018.

106. Линге И.И., Уткин С.С., Хамаза А.А., Шарафутдинов Р.Б. Опыт применения международных требований по обоснованию долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов: проблемы и уроки. — Атомная энергия, 2016. - вып. 120, С. 201-208.

107. Большов Л.А., Линге И.И., Саркисов А.А., Уткин С.С. Практика и задачи научного обеспечения работ по ядерному наследию. — Атомная энергия, 2016. - вып. 120, С. 208-214.

108. Семенов С.Г., Чесноков А.В. Проблемы обращения с радиоактивным графитом при выводе из эксплуатации ядерных реакторов. – Атомная энергия, 2019. - Т.126, вып.2, С. 92-98.

109. 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, 2018. - №2 (3), С. 63-72.

110. Купаев В. И., Рассказов С. В. Радиационная безопасность на объектах железнодорожного транспорта. - Москва: ФГБОУ "Учеб.-методический центр по образование на ж.-д. трансп.", 2014. – 574 с.

111. Коренков, И.П. Оценка эффективности сухого метода дезактивации поверхностного загрязнения альфа-излучающими радионуклидами / И.П. Коренков, Т.Н. Лащенова, Н.К. Шандала, А.Б. Майзик. - Гигиена и санитария, 2019 – №8, С. 878-884.

112. Майзик, А.Б. Комплексные организационные и методические подходы к выводу из эксплуатации хранилищ РАО / А.Б. Майзик, И.П. Коренков, А.Г. Цовьянов, Т.Н. Лащенова, В.Н. Клочков. - Медицинская радиология и радиационная безопасность, 2019. – №64, С. 32–39.

113. Майзик, А.Б. Защита персонала от аэрозольных выбросов при проведении дезактивационных работ при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов / А.Б. Майзик, А.Г. Цовьянов, И.П. Коренков, Т.Н. Лащенова. – АНРИ, 2020. – №4, С. 36-45.

114. Tsovyanov, A.G., Karev, A.E., Shinkarev, S.M., Izmestyev, K.M., Terentiev, S.G. Size distribution, morphology and elemental composition of aerosol particles on the fabrication of mixed nitride uranium-plutonium fuel. - Medical Radiology and Radiation Safety, 2020. - № 65(3), P. 59–65.

115. Ilyin, L.A., Korenkov, I.P., Narkevich, B.Ya., Balonov, M.I., Zvonova, I.A. Review of the textbook «radiation hygiene» (5th edition, revised and supplemented). - Medical Radiology and Radiation Safety, 2018. - № 63(3), P. 83–84.

116. Lashchenova, T.N., Semenovykh, S.V., Ermakov, A.I. Provision of radiation safety requirements for decommissioning radiation-dangerous objects from operation. - Gigiena i Sanitariya, 2017. - № 96(9), P. 818–821.

117. Uiba, V.V., Samoylov, A.S., Ilin, L.A., Korenkov, I.P. Radiation safety of the personnel of medical and industrial establishments (1945-2016). - Gigiena i Sanitariya, 2017. - № 96(9), P. 801–809.

118. Korenkov, I.P., Lashchenova, T.N., Shandala, N.K. Substantiation of a complex of radiation-hygienic approaches to the management of very low-level waste. - Gigiena i sanitariia, 2015. - № 94(1), P. 21–27.

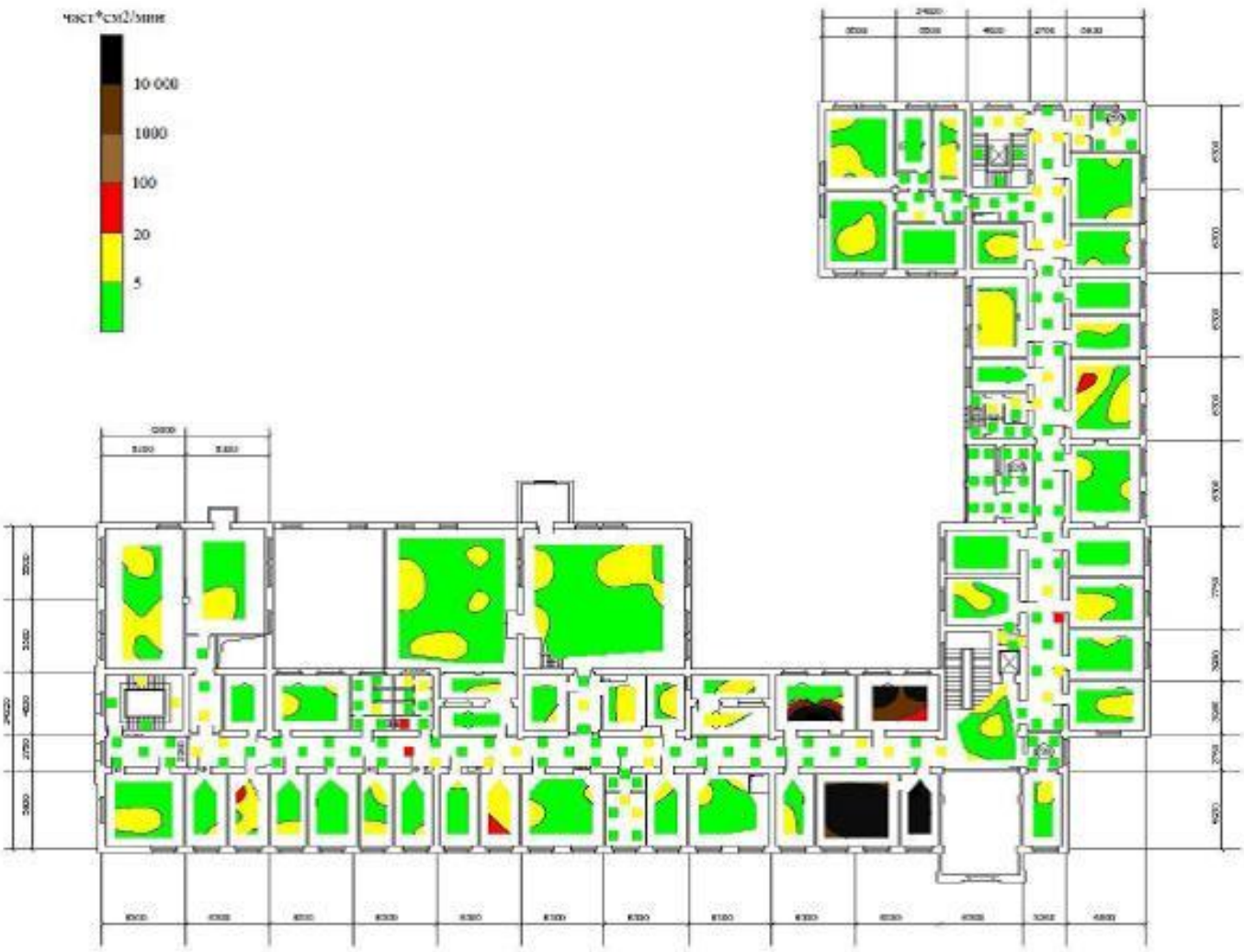
119. Management of project risks in decommissioning / International Atomic Energy Agency. - Vienna: International Atomic Energy Agency, 2019. - Series: IAEA safety reports series, № 97. – 57 p.

ПРИЛОЖЕНИЕ 1

Схемы зонирования помещений корпуса «Б» по уровням радиоактивного загрязнения

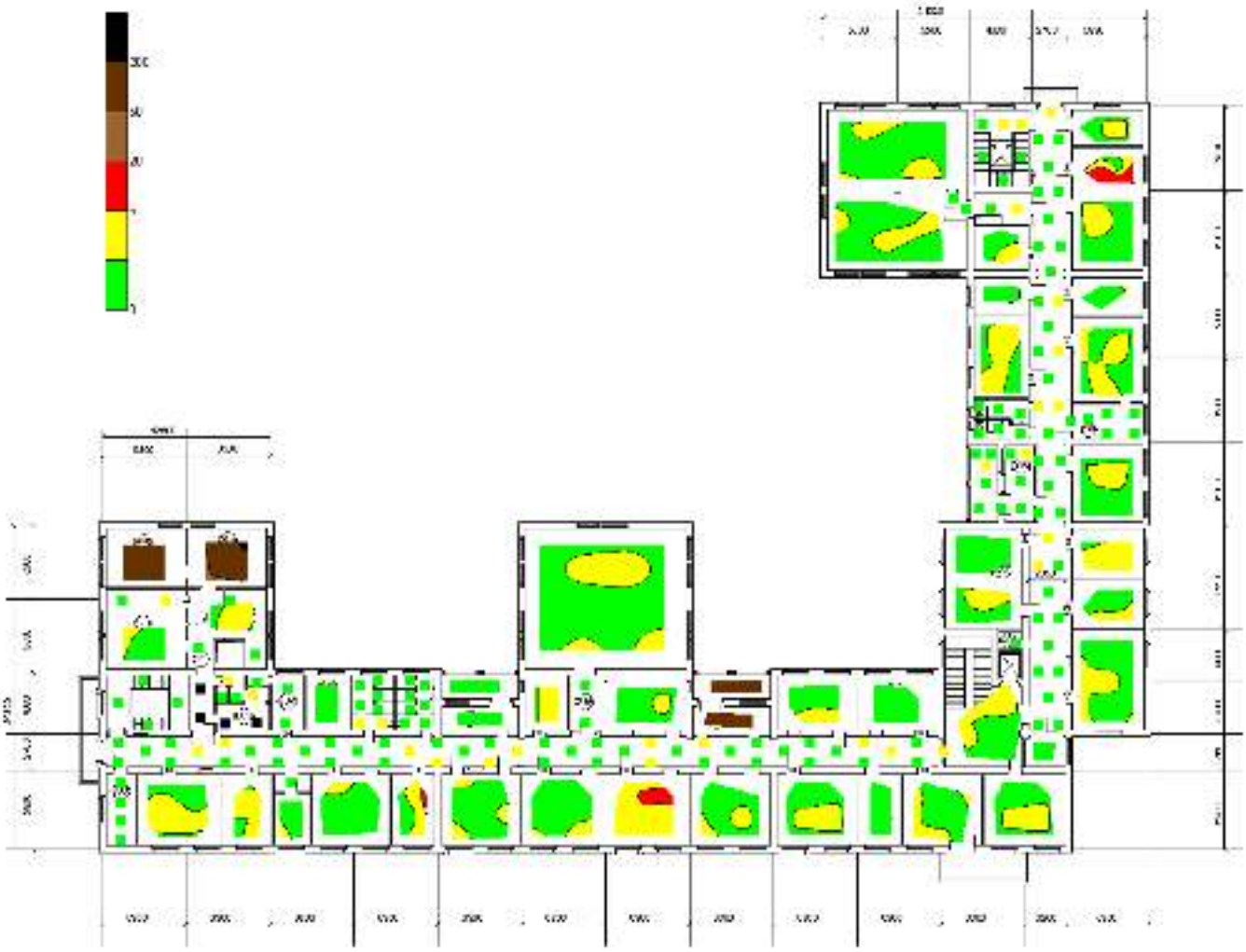
Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 1 этажа по уровню загрязнения альфа-излучающими радионуклидами

Продолжение Приложение 1



Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 2 этажа по уровню загрязнения альфа-излучающими радионуклидами

Продолжение Приложение 1



Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 3 этажа по уровню загрязнения альфа-излучающими радионуклидами

Продолжение Приложение 1

Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 4 этажа по уровню загрязнения альфа-излучающими радионуклидами

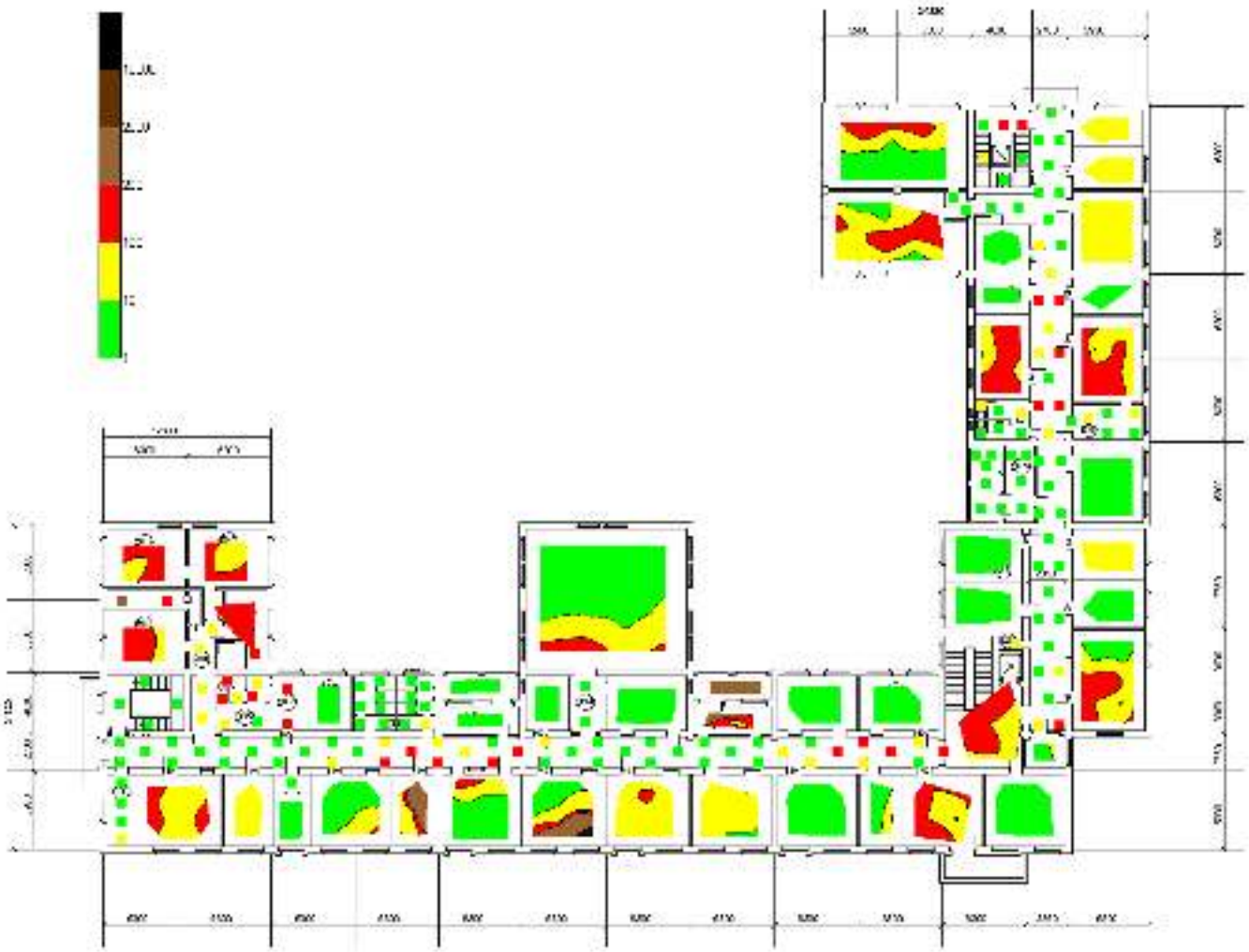
Продолжение Приложение 1

Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 1 этажа по уровню загрязнения бета - излучающими радионуклидами

Продолжение Приложение 1

Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 2 этажа по уровню загрязнения бета - излучающими радионуклидами

Продолжение Приложение 1

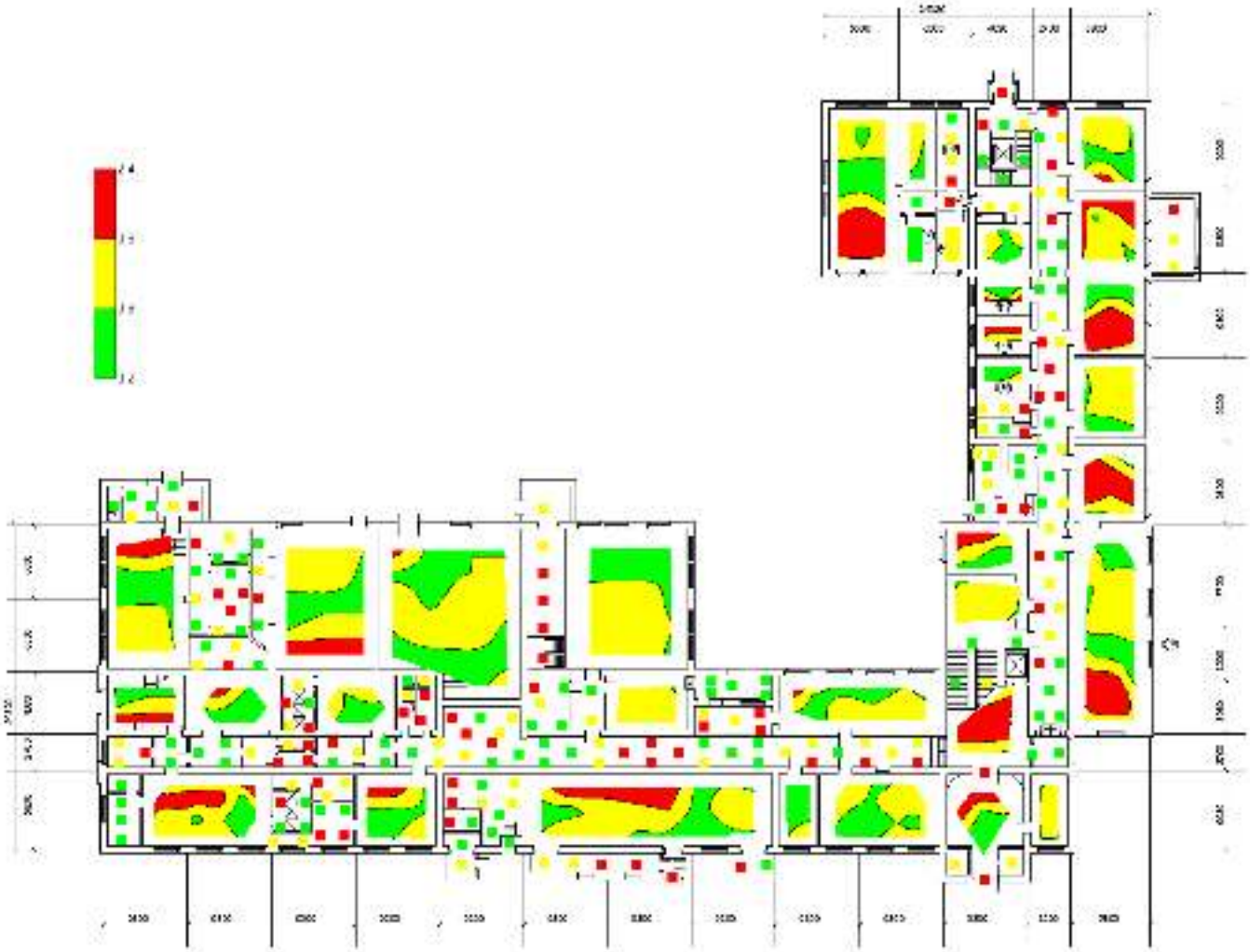


Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 3 этажа по уровню загрязнения бета - излучающими радионуклидами

Продолжение Приложение 1

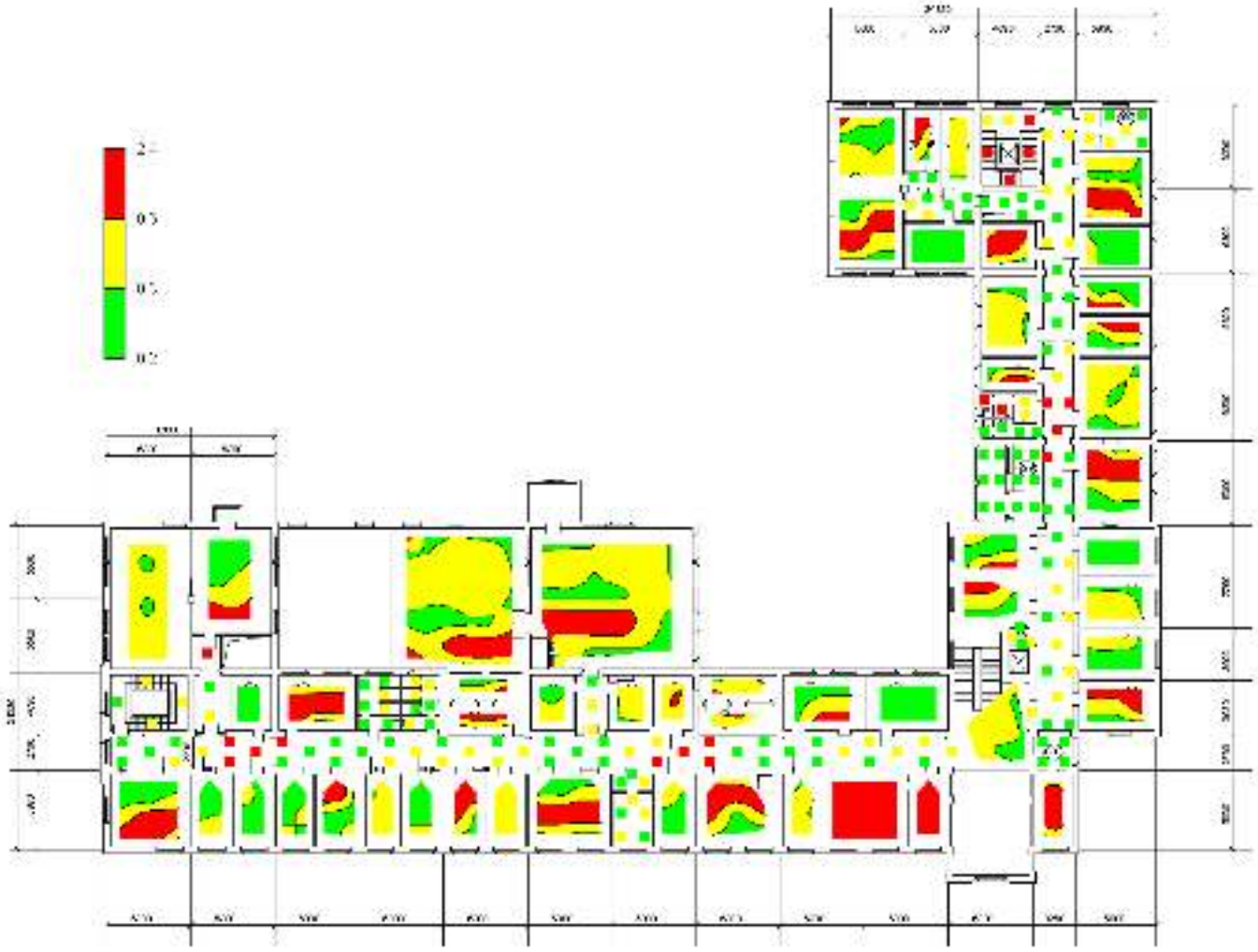
Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 4 этажа по уровню загрязнения бета - излучающими радионуклидами

Продолжение Приложение 1



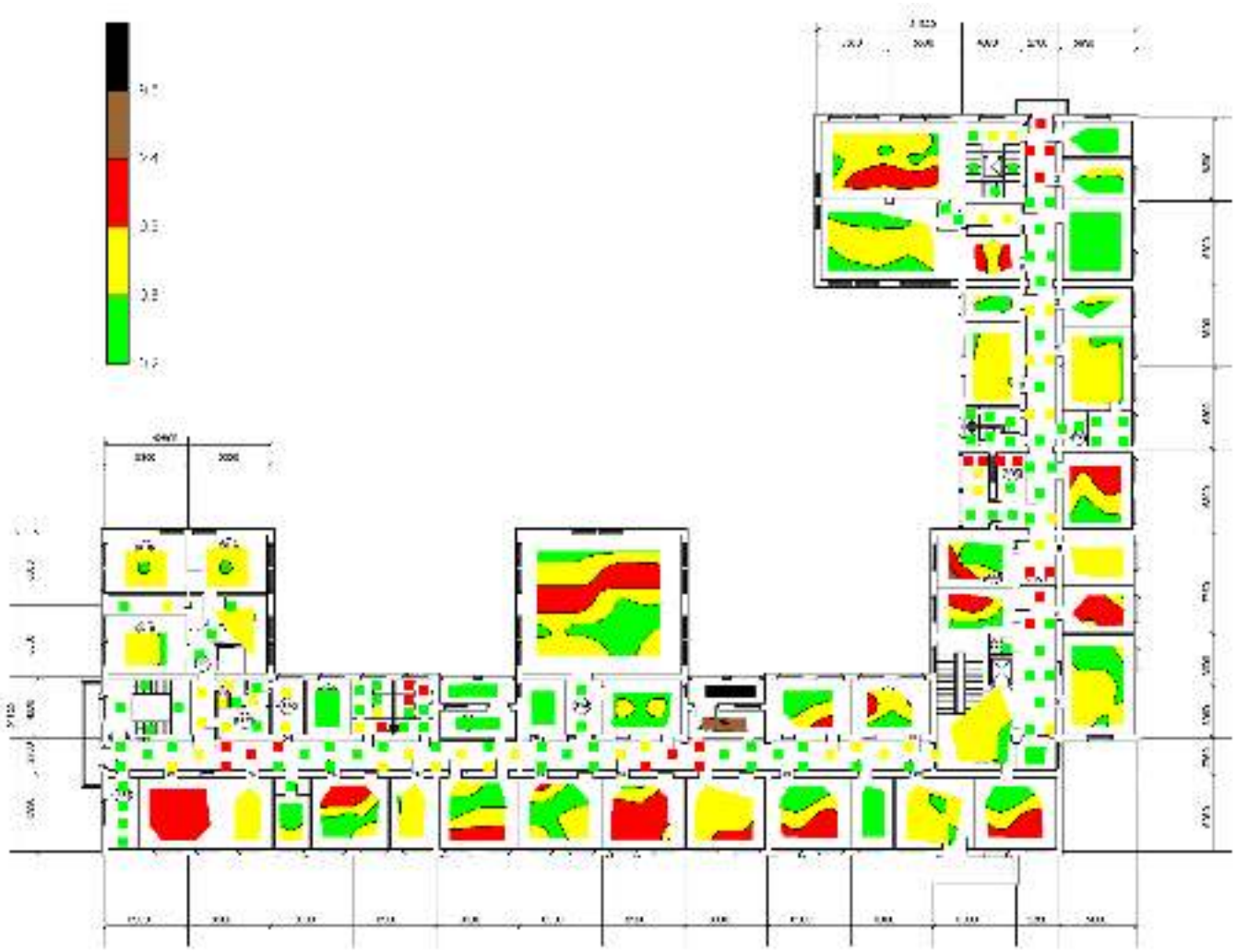
Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 1 этажа по мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на высоте 1 м

Продолжение Приложение 1



Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 2 этажа по мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на высоте 1 м

Продолжение Приложение 1



Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 3 этажа по мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на высоте 1 м

Продолжение Приложение 1

Зонирование поверхностного радиоактивного загрязнения помещений 4 этажа по мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на высоте 1 м

ПРИЛОЖЕНИЕ 2

Выявленные места с повышенным загрязнением строительных конструкций

Протоколы № 1 – 41 (этажи 3, 4, 5, 6) *) Примечание: чисто - Σα ≤ 550 Бк/кг)

№ прот.	Помещение	Результаты измерений переносными приборами (максимальные значения)			Результаты лабораторных анализов (Σα max, Бк/кг)	Примечание (Σα max, Бк/кг параллельные определения, включая дезактивации)
		Pγ, мкЗв/ч	β, част/мин·см^2	α, част/мин·см^2		
	4, 5, 6 этаж					
1	602, 602а, 602б,	0,21	7	0,4	чисто*)	-
2	603	0,14	9	0,4	чисто	-
3	601, 601а, 601б	0,19	10,5	0,3	654 (601 Г-13-13-2)	-
4	501, 503	0,2	11	0,12	648 (503 Е-11-12)	-
5	502, 504	0,2	10,5	0,6	608 (502 13 В-Г-3)	-
6	400, 402, 404, 406, 406о, 408, 410	0,16	12,5	2,3 (т.45, пом.406); 2,0 (т.33, пом.404)	573 (404 П-1)	1370 (404, П-3)
7	412, 414, 416, 418, 420, 422, 424	0,15	8,5	0,22	чисто	1110 (420 А-7-8-1)
8	424, 426, 428, 430, 432	0,17	15	0,31	чисто	1100 (426 П-4)
9	434	Нет данных	7,9	0,18	чисто	-
10	401а, 401б, 401в, 403б, 405б, 407	1 (т. 20, пом. 401а)	10,5	0,4	чисто	-
11	403а, 405а, 409, 411	0,18	12,4	0,5	553 (403а П-1)	405 в – пятно 10^4 дезактивировано
12	417	Нет данных	8,8	0,14	чисто	-
13	419, 421, 423	Нет данных	11,6	0,14	чисто	1210 (419 7-Г-В-2)
14	421а, 421б, 421в, 421г	0,14	8,4	0,21	606 (421а 6-Д-Г)	-
15	425	0,17	7,6	0,22	чисто	-
16	427, 429, 431	0,18	9,2	0,21	642 (427 9-Г-В-3) 429, 431 - чисто	-
17	438, 440. 442	0,2	8,8	0,21	чисто	782 (440 13-Е-Д-2)
18	433б, 433в	0,19	7,9	0,23	чисто	-
19	433а	0,18	10,4	0.23	чисто	-

№ прот.	Помещение	Результаты измерений переносными приборами (максимальные значения)			Результаты лабораторных анализов (Σα max, Бк/кг)	Примечание (Σα max, Бк/кг параллельные определения, включая дезактивации)
		Pγ, мкЗв/ч	β, част/мин·см^2	α, част/мин·см^2		
20	435, 437, 439	0,21	15,6	0,31	782 (435 К-11-12-2), 437, 439 - чисто	806 (439 Н-11-12)
21	444	0,2	13.5	0,23	чисто	-
22	446, 448, 450, 452	0,2	15,2	0,34	чисто	-
23	454, 456	0,2	11,6	0,34	чисто	-
24	441	0,23	12,9	0,33	602 (441 П-1)	668 (441 П-1)
25	443, 445, 447,449	0,2	40 (т.21, пом. 445)	0,34	чисто	-
	3 этаж					
26	343, 345	0,18	7,9	0,23	582 (343 11"-Н-М-1),	899 (345 П-4)
27	342, 344, 346	0,17	7,8	0,34 (56, 32?)	628 (342 13-14-2), 859 (344 14"-Н-О), 346 - чисто	-
28	346, 348, 350 (на плане – 336, 338, 340)	0,18	8,0	0,22	621 (338 П-4)	>700 (338 П-3, П-4)
29	334	0,18	7,9	0,22	чисто	-
30	328, 330, 332	0,18	7,5	0,20	чисто	-
31	335	0,17	7,2	0,2	чисто	-
32	329, 331	0,18	7,5	0,31	чисто	-
33	301а, 301б, 301в, 301г, 301д	0,16	10,9	0,31	чисто	П-7 >1,5·10^3
34	300, 302а, 302б, 304, 306, 308	0,15	8,8	0,31	чисто	302а: 844 Б-1-2, А-2-3 > 2·10^3, остальные чисто
35	303, 305, 307, 309, душ 3 эт.	0,17	8,8	0,42	чисто	-
36	325, 327	0,16	8,6	0,42	чисто	-
37	315	0,17	8,6	0,3	чисто	-
38	337, 339	0,15	8,7	2,19 (т. 48, пом. 337)	чисто	-

№ прот.	Помещение	Результаты измерений переносными приборами (максимальные значения)			Результаты лабораторных анализов (Σα max, Бк/кг)	Примечание (Σα max, Бк/кг параллельные определения, включая дезактивации)
		Pγ, мкЗв/ч	β, част/мин·см^2	α, част/мин·см^2		
				1,36 – 2,17 (т.2, 4, 6, 8, 9, 14, 15, 20, 22, 23, 24, 26, 27, 29, 30, 34, 35, 36, 38, 39, 42, 43, 44, 45, 47, 48, 49, пом. 337, 339)		
39	323	0,15	8,8	0,31	чисто	-
40	317, 319, 321	0,18	8,9	0,4	чисто	317,319 -чисто, 321:П-1>2·10^3, П-2 >1·10^3, П-3 >3·10^3
41	310, 312, 314, 316	0,18	9,0	0,4	чисто	991 (314 П-3)

Протоколы № 42 – 92 (этажи 3, 2, 1) *) Примечание: чисто - Σα ≤ 550 Бк/кг)

№ прот.	Помещение	Результаты измерений переносными приборами (максимальные значения)			Результаты лабораторных анализов (Σα max, Бк/кг)	Примечание (Σα max, Бк/кг параллельные определения, включая дезактивации)
		Pγ, мкЗв/ч	β, част/мин·см^2	α, част/мин·см^2		
42	318, 320, 322, 324	1,4 (т.25, 0,1 м); 0,6 (т.25, 1 м); 0,4 (т. 27, 0,1 м); 1,6 (т. 27, 1м)	8	0,3	чисто	318 - чисто, 320 А-10-11-2 > 1,3·10^3, 322 П-4 >1,4·10^3
43	319а, 319б, 319в	6 (т.2, 1 м)	418 (т.52)	14 (т.20, 21)	чисто	-
	2 этаж					
44	200, 202, 204, 206, 207, 208, 210	0,17	8,9	0,22	658 (208 А-Б-4 остальные чисто	
45	201	0,18	8,9	0,35	чисто	-
46	205	0,18	8,9	0,22	чисто	-
47	230	0,17	8,9	0,22		
48	212, 214, 216, 218, 220, 222	0,17	9,0	0,22	чисто	889 (212 П); 214: П-1 >3·10^3, П-2 >5·10^3, П-3 >4·10^4, А 5-6 ~1·10^4; 216: П-1 >4·10^3, П-2 >1,3·10^3, П-3 >4·10^4, А 6-7 792; 218: П-

Продолжение Приложение 2

№ прот.	Помещение	Результаты измерений переносными приборами (максимальные значения)			Результаты лабораторных анализов (Σα max, Бк/кг)	Примечание (Σα max, Бк/кг парал-лельные определения, включая дезактивации)
		Pγ, мкЗв/ч	β, част/мин·см^2	α, част/мин·см^2		
						2 › 1,2·10^3 (1-й отбор);
49	224, 228	0,19	8,9	0,22	226 -чисто, 573 (228 П-2)	228: П-1: 3·10^3, 9·10^3, П-2 › 2·10^3 (1-й отбор); 900 (228 П-2), 863(228 П-3)
50	203	0,16	8,9	0,22	чисто	-
51	Этаж 2, стенд, Е-Г 6-8	1,4 (т.33, 0,1 м); 0,5 (т.33, 1 м)	1020 (т.22)	15,5 (т.21)	Г-7-8: 1,15 10^3, П-2 >2·10^3, П-3 >3,5·10^3, 609 (Г-Е-6)	
52	Этаж 2, пом. 211	0,16	8,9	0,22	чисто	-
53	213, 215, 219а	0,16	8,9	0,22	213 В-Г-6:1,2 10^3, 215 Г-7-8: 1,4 10^3, Пол:1,3 10^3, 219а: 7-8-Г: 6·10^3 ,8-В-Г: 2,5·10^3, В-Г-7-8: 4·10^3 , Пол 8·10^3	
54	201 -ошибка; 219 по схеме	0,16	8,9	0,22	чисто	-
55	221, 223	0,16	8,9	0,22	221-чисто, 697 (223 П-2)	221 П-2:1,5 10^3 (1-й отбор), 727 (паралл.),
56	238	0,17	8,9	0,21	чисто	
57	229	0,17	8,2	0,18	799(П-1), 657(П-2 12: 1·10^3, 850 (К-Е-11-12)	12> 1,1·10^3 , 834 (К-Е-11-12) (пар.)
58	241	0,17	8,5	0,22	Пробоотбор не проводился	
59	240, 242, 244	0,18	8,9	0,22	242: Пол 1,1·10^3, 244: М-13-14" 751	242:13"-Л-М: >4·10^3, 648 (1-й отб.), 14"-Л-М: 2·10^3, 871 (1-й отб.), Пол: 1,3·10^3 (парал.), 2,0·10^3, 2,8·10^3 (2-й отб.), 244: М-13-14"№1: 1,1·10^3 (1-й отб.),

Продолжение Приложение 2

№ прот.	Помещение	Результаты измерений переносными приборами (максимальные значения)			Результаты лабораторных анализов (Σα max, Бк/кг)	Примечание (Σα max, Бк/кг парал-лельные определения, включая дезактивации)
		Pγ, мкЗв/ч	β, част/мин·см^2	α, част/мин·см^2		
						М-13-14"№2: 1,8·10^3 , 850 (2-й отб.), Пол: 982 (1 отб.)
60	246, 248, 250	0,18	9,0	0,22	чисто	786 (248 14"-М-Н)
61	243, 245, 247а, 247б, 249	0,18	9,0	0,22	753 (247б П-1)	687 (243 Пол), 245:978 (9"-М -Н) (парал,), М-9"-10": 1·10^3 (1-й отб.), Пол > 2·10^3 (парал.), 247а: Пол 1,0·10^3, 1,2·10^3 (1-й отб.), 247б: 9"-Н-О: 1,3·10^3 (1-й отб.), 753 (парал.),
62	237, 239, с/узел	0,18	9,0	0,22	237 -чисто, 239: 853(11"-Л-М), 692(П-2), 583 (П-1)	237: 769 (11"-12"-К-Л), Л-11"-12": 1,2·10^3 , 958 (Пол) (парал.), 239: 12"-Л-М: 839 (парал.), 609, 1,1·10^3 (2 отб.) 11"-Л-М: >1·10^3 (парал.), 925, >1,2·10^3 (2 отб.), Л-11"-12": 886, 883 (1-й отбор), П-1: 802, П-2: 3·10^3 ,
63	231, 232, 234, 236	0,18	9,0	0,22	580 (231 В-13-14), 234: (981 14-Е-Д'), (945 Пол), 568 (236 По	231 В-13-14: 727; 1,5·10^3 (пар) 234 14-Е-Д': 1,3·10^3,
						Продолжение Приложение 2
						(1-й отбор)
64	225, 225а, 227	0,18	8,9	0,22	225-чисто, 767(227 Е-11-12)	841, 817 (225 Д-11-12), 227 Е-11-12: 941, 1,8·10^3 (парал.)
65	Газоочистка. Г-Е 2-3	2,1 (т.7, 0,1 м); 0,5 (т.7, 1,1 м)	7,9	1,3 (т.22)	Пробоотбор не проводился	
	1 этаж					

№ прот.	Помещение	Результаты измерений переносными приборами (максимальные значения)			Результаты лабораторных анализов (Σα max, Бк/кг)	Примечание (Σα max, Бк/кг парал-лельные определения, включая дезактивации)
		Рγ, мкЗв/ч	β, част/мин·см^2	α, част/мин·см^2		
66	139, 141, 143, (с/узел)	0,18	10,0	0,33	чисто	-
67	140	0,16	20,0 (т.22)	0,5	чисто	1,3·10^3, >1,5·10^3 (1-й отбор), 598(К-Е-13), 705(К-Е-14) (парал)
68	142	0,18	9,9	0,33	чисто	-
69	144	0,18	10,0	0,33	634(М-13-14)	М-13-14: 1,1·10^3 (парал.) М-Н-13: 1,3·10^3, 144-балкон >4·10^3 , 908(П-1) (1 отбор)
70	138	0,18	10,0	0,33	661(Пол)	Пол 1,1·10^3 (парал),
71	146	0,18	7,9	0,33	648 (О-Н-13), 578(О-Н-14)	919 (О-Н-13), 734(О-Н-14) (парал.)
72	147,148, 150	0,18	7,8	0,3	чисто	-
73	135	0,17	7,6	0,32	Пробоотбор не проводился	
74	Санпропускник, А-Б 1-5	0,18	8,0	0,47	П-1: 1,8·10^3 ,671(П-3), 660 (Душ П-2), 684, 631 (А-1-2),	П-1:>2·10^3(парал), >1·10^4(1отб) П-3: 2,6·10^4(1отб.), 745(П-2) (парал), П-2: >1·10^3(парал), 3,6·10^4(2отб.),
75	Санпропускник	0,18	8,0	0,44	чисто	
76	104 (104а, 104б -лаб. протокол	5 (т.21)	7,7	0,3	чисто	[illegible]
77	Этаж 1, коридор	0,16	6,0	0,4	Пробоотбор не проводился	
78	Этаж 1, коридор, Б-В 1-3	0,18	8,0	0,47	633 (Б-2-3)	
79	Этаж 1, коридор, В-Б Г-6	0,16	5,9	0,29	Пробоотбор не проводился	
80	Коридор В-Б 4-5	0,16	5,9	0,39	Пробоотбор не проводился	
81	Этаж 1 Коридор Е-Г 2-3,	0,75 (т.22, 0,1 м); 0,62 (т.22, 1 м)	30 (т.27)	Большинство точек 0,5-0,7	Д-Е-2: 8·10^3, Е-2-3: 6·10^3	

Продолжение Приложение 2

№ прот.	Помещение	Результаты измерений переносными приборами (максимальные значения)			Результаты лабораторных анализов (Σα max, Бк/кг)	Примечание (Σα max, Бк/кг парал-лельные определения, включая дезактивации)
		Pγ, мкЗв/ч	β, част/мин·см^2	α, част/мин·см^2		
82	103 В-Г 8-9	0,18	8,9	0,4	чисто	-
83	103 В-Г 10-11	0,16	7,8	0,47	чисто	-
84	Малый стенд В-Е 4-6	0,57 (т.13, 0,1 м); 0,25 (т.13, 1м)	98 (т.29)	3,8 (т.33)	П-1: >4·10^3 , П-2: >6·10^3, П-3: >2·10^3	
85	Компрессорная Г-Е 1-2	1 (т.21)	9,0	0,36	793 (Пол)	
86	Большой стенд Г-Е 6-8	10,3 (т.5, 0,1 м); 0,57 (т.5, 1 м)	715 (т.35)	330 (т.35)	764(Е-7-8-1),620 (Е-7-8-2), 681(Г-Е-6-7), П-1: >1·10^4 , П-2: >2·10^4, П-3: >1,6·10^4	
87	Вход перед Бол. стендом В-Г 6-8	0,19	19 (т.24)	30 (т. 36)	719 (Г-7-8), 622 (В-Г-6), 574 (лев. вх., пол)	
88	Приточная камера А-Б 6-9	0,16	8,0	0,39	чисто	-
89	Вытяжная камера Г-Е 3-4	0,4 (т.1, 0,1 м); 0,5 (т.1, 1 м)	8,0	0,39	Пробоотбор проводился	Продолжение Приложение 2
90	Этаж 1, подсобное помещение Е-Д 11-12	0,18	8,9	0,22	чисто	-
91	Этаж 1, тамбур А-Б 5-6	0,4 (т.3, 0,1 м)	5,9	0,3	Пробоотбор не проводился	
92	Подвальное помещение М-О 9-12	0,4 (т.16)	8,0	0,39	572(002 Пол), 596(003 М-Н-10-11), 609(004 Н-9-10), 618 (006 Н-О-9), 594(009 Пол), 668(Щит П 080 Б-В-1)	002 Н-М-11: 1,4·10^3 (1 отбор), 935(парал), 003 М-Н-10-11:788 (1 отбор), >1,5·10^3(парал), 003 Пол: 869(1 отбор), 793(парал.), 781 (004 Н-10-11), (1 отб.), 005 Н-О-9: 1,2·10^3(1 отб.), 005 Пол: 1,2·10^3 (1 отб.), 863 (парал), 009 Н-О-10-11: 1,5·10^3 (1 отб.)

ПРИЛОЖЕНИЕ 3

Результаты уточненного КИРО 2013 г.

Загрязнение радионуклидами строительных конструкций по глубине от внешней поверхности

№ комн.	Активность пробы (максимальная), част/(мин*см^2) , мкЗв/час	Максимальная глубина проникновения радионуклидов
1	2	3
215	α - 20 β – 3500 γ – 2,75	1 см
228	α - 44 β – 170 γ – 0,64	2 см
314	α – 35 β – 4800 γ – 8,62	2,5 см
323	α - 67 β – 6200 γ – 9,23	2,5 см
333	α - 14 β – 2340 γ – 0,64	1 см
344	α – 18 β – 1950 γ – 0,57	0,5 см
408	α - 24 β – 3200 γ – 3,61	2 см
504	α – 7 β – 940 γ – 0,42	0,5 см
2 этаж, коридор стена между комнатами 226 и 228	α – 14 β – 620 γ – 0,31	1 см
2 этаж, коридор стена между комнатами 216 и 218	α – 13 β – 510 γ – 0,29	0,5 см
3 этаж, коридор стена между комнатами 331 и 333	α – 18 β – 2150 γ – 1,67	0,5 см
3 этаж, пол у комнаты 323	α - 21 β – 1840 γ – 0,95	1 см
4 этаж, стена между комнатами 408 и 410	α – 47 β – 2650 γ – 3,27	0,5 см