

**ПРОБЛЕМЫ
ЯДЕРНОГО
НАСЛЕДИЯ
И ПУТИ
ИХ РЕШЕНИЯ**

ТОМ 3

МОСКВА
2015

Авторы:

А.А. Абрамов (главы 3 и 5), А.Н. Дорофеев (разделы 3.4 и 4.7), Е.А. Комаров (главы 3 и 4), Ин. И. Линге (разделы 4.1- 4.3) – Госкорпорация «Росатом»; И.Л. Абалкина (главы 1 и 6), М.В. Ведерникова (раздел 3.4), Д.В. Бирюков (раздел 3.4 и 4.6), А.С. Иорданов (раздел 2), И.И. Линге (главы 2-5), Д.В. Ковальчук (разделы 3.4, 4.6 и глава 5), Д.В. Крючков (раздел 4.6), С.С. Уткин (разделы 4.6-4.7) – ИБРАЭ РАН; Р.М. Алексахин (раздел 6.4) – ВНИИРАЭ; А.А. Хамаза (разделы 1.2, 1.3, 2.2 и 6.2), В.В. Бочкарев (разделы 3.2, 3.4 и 4.6) – НТЦ ЯРБ Ростехнадзора; О.А. Супатаева (глава 2) – ИГП РАН; В.В. Кононов, В.Л. Тихоновский (разделы 3.3 и 4.4) – ЗАО «НЕОЛАНТ»; О.П. Иванов, В.И. Павленко, С.Г. Семенов, А.В. Чесноков – (разделы 3.3 и 4.5) – РНЦ КИ.

Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Вывод из эксплуатации. — Под общей редакцией Л.А. Большова, Н.П. Лаверова, И.И. Линге. — Москва: 2015 — 316 с. — Т.3.

Вниманию читателя предлагается заключительный том трехтомной монографии «Проблемы ядерного наследия и пути их решения», посвященный завершающему этапу жизненного цикла объекта использования атомной энергии – выводу из эксплуатации. В первом томе рассмотрены вопросы формирования проблем ядерного наследия в оборонной и в мирной области, даны оценки масштаба этих проблем, намечены пути их поэтапного решения и механизмы, исключающие их воспроизведение в будущем. Второй том посвящен модернизации и развития системы обращения с радиоактивными отходами в Российской Федерации.

Третий том рассматривает вывод из эксплуатации и реабилитацию объекта использования атомной энергии. Описан зарубежный опыт вывода из эксплуатации, представлен обзор документов МАГАТЭ, проанализированы национальные практики ядерных стран. Рассмотрено современное состояние нормативно-правового регулирования вопросов вывода из эксплуатации и перспективы его развития. Материалы монографии освещают вопросы развития отраслевой системы управления работами по выводу ядерно и радиационно опасных объектов из эксплуатации. Значительное внимание уделено практическим работам в области вывода из эксплуатации, проводимым в рамках ФЦП ЯРБ. Приведены результаты инвентаризации ядерно и радиационно опасных объектов, предусмотренные ФЦП ЯРБ, и описаны основные подходы к формированию перечня мероприятий по выводу из эксплуатации, планируемых в период с 2016 по 2025 гг. (ФЦП ЯРБ-2); рассмотрены вопросы реабилитации загрязненных территорий.

Книга адресована ученым и специалистам атомной науки и промышленности, а также широкому кругу читателей, интересующихся вопросами безопасного решения проблем ядерного наследия.

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ	5
ГЛАВА 1. Мировые практики ведения работ по выводу из эксплуатации	10
1.1. Основные термины и понятия, используемые в области вывода из эксплуатации	10
1.2. Международные документы	11
1.3. Зарубежный опыт правового регулирования и стратегии вывода из эксплуатации	20
1.4. Зарубежный опыт финансового обеспечения деятельности по выводу из эксплуатации	24
1.4.1. Великобритания	32
1.4.2. Франция	33
1.4.3. Испания	34
1.4.4. Словакия	35
1.5. Особенности организации работ по ядерному наследию	36
<i>Заключение</i>	37
<i>Литература</i>	37
ГЛАВА 2. Современное состояние правового регулирования вывода из эксплуатации в Российской Федерации и перспективы его развития	39
2.1. Общие тенденции развития атомного права в период 1995–2014 гг.	39
2.2. Вопросы вывода из эксплуатации в современном законодательстве	40
2.3. Перспективы развития законодательного регулирования вопросов вывода из эксплуатации	53
<i>Литература</i>	55
ГЛАВА 3. Итоги начальных этапов работ по выводу из эксплуатации	56
3.1. Работа организаций отрасли	58
3.2. Выработка подходов к организации работ по выводу из эксплуатации	67
3.2.1. Отраслевая Концепция вывода из эксплуатации 2008 года	70
3.2.2. Концепция отраслевой информационной системы вывода из эксплуатации	74
3.2.3. Актуализация отраслевой концепции вывода из эксплуатации	78
3.3. Практические мероприятия по выводу из эксплуатации в рамках ФЦП ЯРБ	83
3.3.1. Вывод из эксплуатации — завершённые и планируемые к завершению до 2015 года работы	84
3.3.2. Работы по выводу из эксплуатации в г. Москва	87
3.3.3. Вывод из эксплуатации промышленных и энергетических реакторов	91
3.4. Инвентаризация ядерно и радиационно опасных объектов	96
<i>Заключение</i>	113
<i>Литература</i>	114
ГЛАВА 4. Развитие отраслевой системы вывода из эксплуатации	116
4.1. Развитие системы управления деятельностью по выводу из эксплуатации	117
4.2. Развитие отраслевой информационной системы вывода из эксплуатации	122
4.2.1. Общие подходы к созданию объектовых ИС ВЭ	124
4.2.2. Информационные базы данных вывода из эксплуатации АЭС	128
4.2.3. Информационная система вывода из эксплуатации ПУГР	140
4.2.4. Перспективы развития ИС ВЭ	142
4.3. Формирование компетенций в области вывода из эксплуатации	142

4.3.1. Стратегическое планирование в области вывода из эксплуатации	143
4.3.2. Компетенции в сфере проектирования работ по ВЭ	145
4.4. Технологии ЗАО «НЕОЛАНТ» в сфере IT систем по сопровождению работ по ВЭ	146
4.4.1. Реинжиниринг проектов выводимых из эксплуатации энергоблоков АЭС и ПУГР ..	148
4.4.2. Разработка имитационных моделей технологий и процессов при ВЭ	149
4.4.3. Интегрированные решения по IT обеспечению при обращении с РАО при эксплуатации и ВЭ	156
4.4.4. Характеризация РАО	158
4.5. Технологии производства работ при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ в НИЦ «Курчатовский институт»	160
4.5.1. Особенности конструкции и эксплуатации реактора МР	160
4.5.2. Факторы, влияющие на вывод из эксплуатации реактора	164
4.5.3. Подготовка реактора к выводу из эксплуатации	166
4.5.4. Демонтаж оборудования петлевых установок реактора МР и удаление высокоактивных объектов из бассейна-хранилища	182
4.5.5. Основные результаты работ	192
4.5.6. Извлеченные уроки	193
4.6. Научно-техническая поддержка обоснования безопасности при выводе из эксплуатации .	195
4.6.1. Методическая и расчетная поддержка отнесения РАО к особым РАО	195
4.6.2. Средства комплексного анализа безопасности объектов ядерного наследия	199
4.6.3. Алгоритм ранжирования потенциальных источников радиационного риска	217
4.7. Специальные научно-технические программы по проблемам вывода из эксплуатации	228
4.7.1. Проблема облученного графита	228
4.7.2. Проблема обоснования долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов	234
4.7.3. Проблема обоснования долговременной безопасности проектируемого пункта глубинного захоронения твердых радиоактивных отходов 1 и 2 класса	237
ГЛАВА 5. Перспективы работ по выводу из эксплуатации ЯРОО на период после 2015 года	240
5.1. Переход на комплексные критерии отбора мероприятий и расширенные сценарные варианты	243
5.2 Учет взаимозависимости работ по выводу из эксплуатации ЯРОО, обращению с ОЯТ и РАО	246
<i>Литература</i>	248
ГЛАВА 6. Реабилитация и освобождение от контроля	249
6.1. Вопросы реабилитации в документах международных организаций	249
6.2. Вопросы реабилитации в законодательстве зарубежных стран	255
6.2.1. США	256
6.2.2. Великобритания	260
6.2.3. Франция	261
6.2.4. Канада	264
6.3. Мировые практики	267
6.4. Практический опыт реабилитации после крупных радиационных аварий	275
6.4.1. Кыштымская авария (ПО «Маяк», Южный Урал)	277
6.4.2. Авария на Чернобыльской АЭС	281
6.4.3. Авария на АЭС «Фукусима Дайичи» в Японии	289
6.5. Современное состояние правового регулирования вопросов реабилитации в Российской Федерации и перспективы его развития	296
<i>Заключение</i>	307
<i>Литература</i>	308
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	311

ВВЕДЕНИЕ

Рассмотрение развития работ в области вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии завершает общий анализ путей решения накопленных проблем в сфере обеспечения ядерной и радиационной безопасности, выполненный в трехтомном издании. Напомним, что в первом томе издания [1] была дана развернутая характеристика накопленных проблем ядерного наследия и определены основные пути их решения. Они предусматривали одновременное начало широкого фронта работ по всем компонентам наследия в рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (далее ФЦП ЯРБ), а также развитие правовых основ в этой сфере деятельности с целью исключения продолжения генерации проблем. В триаде наследия, включающей проблему отработавшего ядерного топлива, радиоактивных отходов и вывода из эксплуатации (с реабилитацией территории), были определены три приоритета.

В качестве первого из них было определено продолжение инфраструктурного развития системы обращения с ОЯТ. Тема обращения с ОЯТ не планировалась к освещению в отдельном томе по следующим причинам. Во-первых, обращение с ОЯТ очень сильно локализовано. Во-вторых, логистическая схема обращения с ОЯТ достаточно проста — необходимо обеспечить безопасное хранение, транспортировку, переработку и последующее захоронение РАО. Напомним, что к началу реализации ФЦП ЯРБ уже велась работа по созданию комплекса сухого хранения ОЯТ ВВЭР-1000 и РБМК-1000 на ФГУП «ГХК». Там же на «ГХК» еще в 1980-х годах началось сооружение большого перерабатывающего производства, которое позже было прекращено. На ФГУП «ПО «Маяк» также достаточно давно прорабатывались варианты развития комплекса РТ-1 как в направлении экологической приемлемости его функционирования, так и расширения его функциональных возможностей. Эти меры должны были создать базу для перемещения отработавшего ядерного топлива на переработку или долговременное централизованное хранение. К настоящему времени, во многом благодаря мероприятиям ФЦП ЯРБ, развитие этой инфраструктурной базы успешно продолжается, хотя в несколько скорректированном виде. На ГХК реконструировано «мокрое» хранилище ХОТ-1, в 2012 г. начата эксплуатация пускового комплекса сухого хранилища ХОТ-2, ведутся работы по сооружению нового, пока опытного комплекса переработки ОЯТ. Завод РТ-1 готовится к началу переработки отработавшего топлива реакторов АМБ Белоярской АЭС и части (не пригодного для сухого хранения) отработавшего топлива РБМК-1000. Существенно возросли объемы транспортирования ОЯТ на централизованное хранение и переработку. Детальное представление о будущих процессах в сфере обращения с ОЯТ дает содержание соответствующей программы, утвержденной в 2012 году и опубликованной на сайте Госкорпорации «Росатом».

Вторым направлением было определено создание национальной системы обращения с радиоактивными отходами (РАО). Напомним, что обращение с РАО по принципу откладывания проблем, связанных с их переработкой и захоронением, сохранялось вплоть до 2011 года. Отсутствие правовых требований по захоронению на-

копленных и вновь образующихся РАО и созданию необходимой инфраструктуры, отсутствие значимых стимулов к снижению образования РАО приводили к тому, что подавляющая часть накопленных отходов хранится в местах их образования на площадках предприятий, в том числе в поверхностных водоемах-хранилищах жидких радиоактивных отходов. Тема модернизации и развития системы обращения с РАО в Российской Федерации стала центральной во втором томе монографии [2]. В рамках этого тома рассмотрение проблемы осуществлено не столько с технологической точки зрения, по этим вопросам имеется достаточно много научно-технической литературы, сколько с позиций системного анализа, который должен дать импульс для развития отдельных технологий или рассмотрения целесообразности применяемых. В этом же томе в отношении РАО детально обоснован тезис, важный для рассмотрения проблем ядерного наследия в целом и вывода из эксплуатации в частности. Напомним его. Радиоактивные отходы — это один из специфически выделенных видов промышленных отходов, в отношении бесконтрольного накопления которых в объектах окружающей среды и в нашей стране, и в мире был реализован упреждающий комплекс защитных мер. Этот комплекс мер позволил в принципе снять вопрос о наличии глобальных или региональных экологических проблем, связанных с размещением РАО. Отметим несколько признаков этой специфичности выделения радиоактивных отходов из всех видов отходов производства и потребления. Во-первых, это общественное восприятие связанных с ними рисков. Общество готово мириться с любыми видами отходов, острые проблемы возникают только на локальном уровне при организации захоронения отходов. В отношении же радиоактивных и тем более ядерных отходов общественное беспокойство зачастую принимает национальный масштаб [3]. Во-вторых, впервые отходы привязываются к виду деятельности — использованию атомной энергии. В отношении других отраслей и производств подобного практически не происходит.

Третьим приоритетным направлением стал вывод из эксплуатации объектов ядерного наследия. В отличие от радиоактивных отходов, где доминантой регулирования долгое время являлось безопасное хранение, в области вывода из эксплуатации существовал комплекс нормативно-правовых документов, который, в принципе, позволял вести работы по широкому кругу объектов. Однако предшествующий опыт работ был критически мал для получения содержательных выводов относительно эффективности нормативно-правового регулирования. Поэтому представлялось важным обеспечить развертывание работ, главным образом, по подготовке к выводу из эксплуатации, по максимально широкому кругу объектов. Это, в определенной степени, удалось сделать в рамках ФЦП ЯРБ. И этот практический задел стал одной из компонент выработки представлений и путей развития системы регулирования в области завершающих стадий жизненного цикла объектов использования атомной энергии. Второй компонентой стал зарубежный опыт, включающий опыт вывода из эксплуатации конкретных объектов, документы МАГАТЭ, обобщающие лучшие практики, и Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами, ратифицированная Российской Федерацией в 2005 году. Объединенная конвенция, несмотря на свое название, затрагивает, в том числе и вопросы вывода из эксплуатации. В терминах Объединенной конвенции это «снятие с эксплуатации», которое означает все меры, ведущие к освобождению ядерной установки, иной, чем установка для захоронения, из-под регулирующего контроля. Такие меры включают процессы дезактивации и демонтажа. В соответствии с Объединенной конвенцией страны обязаны принимать

надлежащие меры по обеспечению безопасности снятия с эксплуатации. В качестве таких мер определено и наличие достаточных финансовых источников. Очевидно, что реализация принципа достаточности финансовых ресурсов невозможна при отсутствии конкретного описания конечного состояния объекта. А для российской практики, как это будет детально рассмотрено в настоящем томе, характерна именно вариантность конечных состояний или, еще точнее, их неопределенность. Неполное правовое регулирование вопроса достаточности финансовых ресурсов на вывод из эксплуатации является одним из немногих, но важных отклонений от требований Объединенной конвенции.

Вывод из эксплуатации и реабилитация в полной мере являются завершающим этапом жизненного цикла объекта использования атомной энергии, требующим своего инфраструктурного обеспечения. До начала вывода из эксплуатации с объекта использования атомной энергии должны быть удалены отработавшее ядерное топливо и ядерные материалы. Во время вывода из эксплуатации и реабилитации могут образовываться радиоактивные отходы — их необходимо куда-то удалять. Таким образом, развитие работ по ОЯТ и РАО, являвшихся наиболее приоритетными в период до последнего времени, предопределило ситуацию, в которой период до 2015 года в части вывода из эксплуатации следует охарактеризовать как подготовительный. К этому времени должны получить существенное развитие нормативно-правовая база, система управления в области вывода из эксплуатации и технологический потенциал. В части применения новых технологий ряд из них должен получить преференции уже в ближайшие годы.

Структура данного тома достаточно традиционна. В главе 1 кратко описан зарубежный опыт вывода из эксплуатации. В отдельном разделе представлен обзор документов МАГАТЭ в области вывода из эксплуатации. При анализе национальных практик отмечено, что ядерные страны, реализовавшие крупные оборонные программы (США, Франция, Великобритания и Россия), как правило, реализуют и крупные программы по ядерному наследию, предусматривающие вывод из эксплуатации всех объектов наследия. Во многих странах, где изначально были задействованы правовые инструменты, предусматривавшие полную ответственность оператора за завершающие стадии жизненного цикла [4], соответствующие системы действуют и регулярно подвергаются оценке, в том числе не только со стороны органов регулирования безопасности, но и со стороны налоговых органов. В этих странах удалось полностью избежать значимых проблем в виде остановленных, но не выведенных из эксплуатации объектов. Страны Восточной Европы, которые ранее ориентировались на применяемые в СССР подходы, также достаточно быстро развили собственные программы по ОЯТ, РАО и выводу из эксплуатации.

В главе 2 кратко рассмотрены вопросы современного состояния нормативно-правового регулирования вопросов вывода из эксплуатации. В главе показано, что развитие законодательного регулирования вывода из эксплуатации — одна из приоритетных задач, от успешности решения которой во многом зависят темпы и качество работ по решению проблем ядерного наследия. Это развитие не предусматривает специального закона. Необходимые дополнения могут быть осуществлены путем внесения изменений в основной закон атомного права.

Глава 3 посвящена практическим работам в области вывода из эксплуатации. В описании этой деятельности выделено несколько периодов. Это период с конца 1990-х до 2006 года, когда централизованное финансирование и отраслевое управление работами по выводу из эксплуатации было сконцентрировано на утилизации

атомных подводных лодок и бывших береговых технических баз военно-морского флота. Для этого периода были характерны усилия организаций по приведению оставленных объектов в безопасное состояние и, в существенно меньшей степени, по выводу из эксплуатации. Детальное описание нескольких примеров таких работ приведено в разделе 3.1. Эта детальность призвана показать, как много разрешительных процедур сопровождает вывод из эксплуатации. Второй период — с 2006 года по настоящее время, когда вопросы вывода из эксплуатации объектов атомной энергетики и промышленности впервые приобрели должный масштаб. В разделе 3.2 дано описание выработки подходов к организации работ на уровне отрасли. Крупному комплексу практических работ в рамках ФЦП ЯРБ адресован раздел 3.3. В разделе 3.4 описаны аналитические работы по инвентаризации ядерно и радиационно опасных объектов, также предусмотренные ФЦП ЯРБ.

Глава 4 посвящена вопросам развития отраслевой системы вывода из эксплуатации. В разделе 4.1 кратко рассмотрены вопросы развития системы управления работами по выводу ядерно и радиационно опасных объектов из эксплуатации. В существенно большем объеме (раздел 4.2) описаны работы по созданию отраслевой информационной системы вывода из эксплуатации, которая предусматривает централизованный сбор и анализ в рамках единого информационного пространства всей информации, связанной с выводом из эксплуатации. Следующие четыре раздела главы посвящены формированию центров компетенции в области вывода из эксплуатации. В последние годы были приняты решения по созданию таких центров с ориентацией на конкретные типы установок. Среди них Опытно-демонстрационный центр по выводу из эксплуатации уран-графитовых реакторов (ОДЦ УГР) в г. Северск и Опытно-демонстрационный инженерный центр вывода из эксплуатации АЭС. ОДЦ УГР уже выполнил значительный комплекс работ по подготовке к выводу из эксплуатации и близок к завершению работ по выводу из эксплуатации одного из промышленных реакторов. Результаты этих работ частично отражены в разделах 3.3, 4.6 и 4.7 настоящей монографии. В рамках настоящей главы большее внимание уделяется компетенциям по более широким темам, которые в значительной мере уже сформировались во многих областях. Среди них — долгосрочное планирование работ по выводу из эксплуатации и проектирование работ (раздел 4.3), реинжиниринг данных по объекту ядерного наследия и информационное обеспечение работ по проектированию и демонтажу (раздел 4.4), комплексное инженерно-радиационное обследование и вывод из эксплуатации исследовательских ядерных установок (раздел 4.5), разработка программных комплексов для анализа вопросов обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации (4.6). В последнем разделе главы приведены примеры разработки целевых программ научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по отдельным проблемным вопросам, которые не могут быть решены в рамках одной организации.

В пятой главе кратко описаны основные подходы к формированию перечня мероприятий по выводу из эксплуатации, планируемых в период с 2016 по 2025 гг. Фактическая реализация этих подходов в ближайшее время будет предельно конкретизирована в ходе согласования и утверждения концепции ФЦП ЯРБ-2.

Завершающая глава посвящена рассмотрению вопросов реабилитации загрязненных территорий. Словосочетания «реабилитация загрязненных территорий», «экологическая реабилитация объектов» получили широкое распространение в научной и популярной литературе и частично отражены в российской нормативно-правовой базе, однако без должной конкретизации. В особенности это касается

вопросов реабилитации в рамках вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии. По этой причине структура главы 6 воспроизводит структуру других томов монографии — она начинается с зарубежного опыта, который ярко демонстрирует необходимость установления гибких требований к конечному состоянию площадки.

В заключении кратко сформулированы итоги начального этапа развертывания работ по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов, которые в большей своей части проектировались, сооружались и эксплуатировались без должного учета вопросов вывода из эксплуатации. Эти итоги вполне оптимистичны в плане обеспечения безопасности, в том числе на длительный период. Представляется, что за ближайшие 10–15 лет можно решить наиболее острые проблемы. Оптимизм представлений о сроках полного решения накопленных проблем существенно меньший. По-видимому, предстоящие 50-80 лет многие организации атомного энергопромышленного комплекса будут обеспечивать безопасность остановленных, но не выведенных из эксплуатации объектов. Отметим, что эти сроки в целом соответствуют темпам работ по ядерному наследию в странах с их сопоставимым объемом (США, Великобритания).

ГЛАВА 1

Мировые практики ведения работ по выводу из эксплуатации

1.1. Основные термины и понятия, используемые в области вывода из эксплуатации

Вывод из эксплуатации — это сравнительно новая и быстро развивающаяся сфера деятельности в странах, имеющих объекты использования атомной энергии. Если говорить об организации этой деятельности, то здесь есть и общие закономерности, и национальная специфика. Чтобы рассмотрение и сопоставление законодательной основы, регулирующей деятельности и практики было корректным и понятным, приведем описание некоторых часто используемых в этой области терминов. Это важно также и с позиций совершенствования нормативно-правовой базы Российской Федерации в области вывода из эксплуатации.

Под выводом из эксплуатации ядерной установки понимают меры, принимаемые с целью снятия с установки всех или некоторых регулирующих требований. В ряде международных документов, переведенных на русский язык, термин «вывод из эксплуатации» (decommissioning) переводится как «снятие с эксплуатации». Здесь и далее мы будем использовать термин «вывод из эксплуатации», который применяется в российском законодательстве. Исключение составят международные документы, уже переведенные на русский язык и использующие идентичный термин «снятие с эксплуатации». Подробнее положения международных документов будут рассмотрены в следующем разделе.

Вывод из эксплуатации относится, прежде всего, к установкам. Под установкой понимается строение и относящаяся к нему земля и оборудование, где используется радиоактивный материал. В свою очередь термин «реабилитация» употребляется по отношению к площадкам (земельным участкам). Это различие важно иметь в виду, так как часто можно встретить такие словосочетания, как «вывод из эксплуатации объекта» и «реабилитация объекта». В первом случае речь идет об установке, во втором — о реабилитации площадки ее размещения (т.е. очистке земельного участка и сохраняемых на нем строений). Вывод из эксплуатации не касается пунктов захоронения радиоактивных отходов, для которых используется понятие закрытия, а не вывода из эксплуатации.

Одно из наиболее важных понятий, относящихся к выводу из эксплуатации, это «конечное состояние» (end-state). Под конечным состоянием понимают физическое состояние площадки (земельного участка) при достижении целевых показателей [1]. Министерство энергетики США, например, определяет конечное состояние как «физическое состояние после окончания мероприятий по очистке». Именно от того, каким будет определено конечное состояние, зависит планирование и организация работ по выводу из эксплуатации, а также их стоимость. Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) в Общих требованиях безопасности GSR Part 6 «Вывод

установок из эксплуатации» [2] отмечает, что «мероприятия по выводу из эксплуатации считаются законченными, когда достигнуто утвержденное конечное состояние. В зависимости от национальных юридических и регулирующих требований это конечное состояние является результатом дезактивации и/или демонтажа, обращения с отходами и очистки, которые ведут к снятию установки с регулирующего контроля с введением ограничений в отношении дальнейшего использования или без таких ограничений» [2].

Поскольку под конечным состоянием понимается некое физическое состояние площадки, то для описания последнего используются определенные показатели. Существует понятие целевого критерия (end-point), его также можно назвать критерием завершения работ. Это показатель или набор показателей, которые характеризуют уровень остаточного загрязнения на площадке (участке, объекте), позволяющий его использование для определенных целей (для неограниченного использования, использования с теми или иными ограничениями). Целевой критерий может быть выражен в различных показателях, например, в уровнях удельной и объемной активности, уровнях загрязнения поверхностей, дозах облучения и др. Одно из определений понятия «целевой критерий» — это момент, в который достигнуто конечное состояние, он же — момент завершения работ [3].

Целевой критерий тесно связан с таким понятием как конечное использование (end-use). Конечное использование площадки (земельного участка) — это то назначение, в соответствии с которым участок может быть использован в дальнейшем. Конечное использование представляет собой широкий диапазон решений — от площадки под новый ядерный объект до неограниченного использования для любых целей. Выбор того или иного использования определяется целым рядом факторов: требованиями законодательства, намерениями собственника, требованиями заинтересованных сторон и др. Площадка может быть разделена на участки, для которых будут предусмотрены различные виды конечного использования. В зависимости от конечного использования на площадке могут оставаться какие-то здания и сооружения или же нет.

Таким образом, обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации определяется комбинацией конечного использования площадки и того конечного состояния, к которому нужно прийти, чтобы это использование было возможным. Достижение конечного состояния определяется на основании выполнения целевого критерия (целевых показателей).

1.2. Международные документы

Международные документы, рассматривающие различные аспекты деятельности по выводу из эксплуатации, включают международные конвенции и нормы МАГАТЭ по безопасности.

Конвенция о ядерной безопасности [4] содержит ряд понятий, касающихся вопросов вывода из эксплуатации. Во-первых, в понятии «ядерная установка» указано, что для того, чтобы АЭС перестала быть ядерной установкой, с регулирующим органом должна быть согласована программа снятия с эксплуатации. Во-вторых, в понятии «регулирующий орган» определено, что для договаривающихся сторон это любой орган или органы, которые наделены юридическими полномочиями данных сторон и которые регулируют деятельность по снятию с эксплуатации. В-третьих, конвенция содержит понятие «лицензия», под которой понимается разрешение, выдаваемое ре-

гулирующим органом, в соответствии с которым заявитель несет ответственность за снятие с эксплуатации ядерной установки. Следует отметить, что данная Конвенция принималась 20 лет назад, когда вопросы вывода из эксплуатации на международном уровне только появились в фокусе внимания.

Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами 1997 года [5] содержит значительный объем положений применительно к выводу из эксплуатации. Конвенция определяет базовые требования в отношении вывода из эксплуатации ядерных установок и содержит такие понятия, как «снятие с эксплуатации», «ядерная установка», «срок эксплуатации» и др. Приведем некоторые из используемых в Конвенции определений.

«Снятие с эксплуатации» означает все меры, ведущие к освобождению ядерной установки, иной, чем установка для захоронения, из-под регулирующего контроля. Такие меры включают процессы дезактивации и демонтажа.

«Ядерная установка» означает гражданскую установку и относящиеся к ней землю, строения и оборудование, где образуются, обрабатываются, используются, подвергаются физическому манипулированию, хранятся или захораниваются радиоактивные материалы в таких масштабах, при которых требуется учитывать фактор безопасности.

«Установка для обращения с радиоактивными отходами» означает любую установку или объект, основным назначением которых является обращение с радиоактивными отходами, включая ядерную установку в процессе снятия с эксплуатации лишь в том случае, если она определена Договаривающейся Стороной (участником конвенции) в качестве установки для обращения с радиоактивными отходами.

«Установка для обращения с отработавшим топливом» означает любую установку или объект, основным назначением которых является обращение с отработавшим топливом.

«Срок эксплуатации» означает период времени, в течение которого установка для обращения с отработавшим топливом или с радиоактивными отходами используется в целях, для которых она предназначена. В случае установки для захоронения этот период начинается с момента первого помещения отработавшего топлива или радиоактивных отходов в установку и заканчивается при закрытии этой установки.

Объединенная конвенция содержит ряд требований, касающихся снятия с эксплуатации установок для обращения с отработавшим топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО). В отношении снятия с эксплуатации установки для обращения с ОЯТ указывается, что договаривающиеся стороны обеспечивают меры, чтобы на стадии проектирования принимались во внимание концептуальные планы и технические положения в отношении снятия с эксплуатации такой установки. Касательно планов снятия с эксплуатации установки для обращения с ОЯТ договаривающиеся стороны обеспечивают меры по подготовке и обновлению информации при эксплуатации этой установки, а также рассмотрению их регулирующим органом.

Аналогичные требования устанавливаются и для установок для обращения с РАО. Указывается, что в отношении снятия с эксплуатации установок для обращения с РАО (исключая установки для захоронения) договаривающиеся стороны обеспечивают меры, чтобы на стадии проектирования принимались во внимание концептуальные планы и технические положения. В отношении планов снятия с

эксплуатации установок для обращения с РАО (исключая установки для захоронения) договаривающиеся стороны обеспечивают меры по подготовке и обновлению информации при эксплуатации этой установки, а также рассмотрению их регулирующим органом.

Объединенная конвенция оговаривает вопросы финансирования безопасности установок на различных этапах их жизненного цикла. Указывается, что в отношении установок для обращения с ОЯТ и РАО договаривающиеся стороны обеспечивают меры по наличию достаточных финансовых ресурсов для поддержания безопасности вывода данных установок из эксплуатации. В состав мер по обеспечению безопасности снятия с эксплуатации ядерной установки входит: наличие квалифицированного персонала, достаточных финансовых ресурсов, обеспечение радиационной защиты и ограничение сбросов и незапланированных и неконтролируемых выбросов в период эксплуатации, обеспечение аварийной готовности, ведение документального учета информации, важной для снятия с эксплуатации.

Важным механизмом реализации целей Объединённой конвенции является практика представления национальных докладов о мерах, принятых для осуществления каждого из обязательств, закреплённых в ней. Представляемые национальные доклады рассматриваются и обсуждаются государствами-участниками Объединённой конвенции. В частности, национальные доклады содержат обзор мер по обеспечению безопасности снятия с эксплуатации ядерной установки, а также перечень ядерных установок, находящихся в процессе снятия с эксплуатации, и состояние деятельности по снятию с эксплуатации на указанных установках. Как правило, периодичность представления и рассмотрения национальных докладов составляет 1 раз в три года.

Нормы МАГАТЭ по безопасности имеют рекомендательный характер для стран-участниц МАГАТЭ. В то же время они являются важным инструментом для оценки безопасности, а также ориентиром для принятия и развития соответствующего законодательства и реализации практической деятельности. Например, они используются в качестве инструмента, с помощью которого договаривающиеся стороны оценивают свою деятельность по выполнению Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. В Основах безопасности № SF-1 «Основополагающие принципы безопасности» указывается:

«1.4. Государства также заключают международные конвенции, касающиеся ядерной и связанной с радиацией деятельности, которая осуществляется в пределах их юрисдикции. В Конвенции об оперативном оповещении о ядерной аварии, Конвенции о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации, Конвенции о ядерной безопасности и Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами на договаривающиеся стороны возлагаются конкретные обязательства. Нормы МАГАТЭ по безопасности — это полезный инструмент, с помощью которого договаривающиеся стороны оценивают свою деятельность по выполнению этих конвенций. Нормы безопасности содействуют также применению Кодекса поведения по обеспечению безопасности и сохранности радиоактивных источников и Кодекса поведения по безопасности исследовательских реакторов» [6].

МАГАТЭ рассматривает вывод из эксплуатации в качестве одного из этапов жизненного цикла установки, который, как и другие этапы, требует получения разрешений со стороны регулирующих органов. В Специальном руководстве по безо-

пасности SSG-12 «Процесс лицензирования для ядерных установок» [7] приводятся следующие этапы жизненного цикла:

- размещение и оценка площадки;
- проектирование;
- строительство;
- ввод в эксплуатацию;
- эксплуатация;
- вывод из эксплуатации;
- освобождение из-под регулирующего контроля.

Определение этого термина «вывод из эксплуатации» содержится в нескольких документах (понятия «вывод из эксплуатации» или «снятие из эксплуатации» являются равнозначными):

- «снятие с эксплуатации (decommissioning)» означает административные и технические меры, осуществляемые в целях обеспечения возможности отмены некоторых или всех мер регулирующего контроля в отношении установки (за исключением пункта захоронения (хранилища)) или некоторых ядерных установок, используемых для захоронения остатков от добычи и обработки радиоактивного материала, которые «закрываются», а не «снимаются с эксплуатации» [8];
- термин «вывод из эксплуатации» относится к административным и техническим мерам, направленным на снятие регулирующего контроля полностью или в какой-либо части (термин «вывод из эксплуатации» не применяется в отношении пунктов захоронения РАО, вместо этого в отношении таких пунктов используется термин «закрытие»). Обычно предполагается, что обращение со свежим ядерным топливом, отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами, образующимися при эксплуатации, не являются частью вывода из эксплуатации. Приведённые операции относятся к эксплуатации и не входят в предмет настоящей публикации [9];
- термин «вывод из эксплуатации» относится к административным и техническим мерам, направленным на снятие регулирующего контроля полностью или в какой-либо части (термин «вывод из эксплуатации» не применяется в отношении пунктов захоронения радиоактивных отходов, для которых используется термин «закрытие») [2].
- МАГАТЭ четко устанавливает, что определение «вывод из эксплуатации» может применяться только к «установкам». Ниже приведены определения, которые МАГАТЭ использует для «установок»:
- «установки (facilities)» означает ядерные установки, облучательные установки; некоторые установки по добыче и обработке сырьевых материалов, например урановые рудники; установки для обращения с радиоактивными отходами; а также любые другие места, где образуются, обрабатываются, используются, подвергаются физическому манипулированию, хранятся или захораниваются радиоактивные материалы, или же где установлены генераторы излучения, в таких масштабах, при которых требуется учитывать факторы защиты и безопасности [8];
- термин «установка» означает здания и сооружения, связанные с ними земля и оборудование, где в прошлом или в настоящее время образуется, обрабатывается, используется, подвергается физическому манипулированию или хранится радиоактивный материал в масштабе с такой степенью опасности и риска, при

которых требуется учитывать фактор защиты и безопасности. «Земля» включает поверхность, поверхностные горизонты почв, любые поверхностные, подземные воды или водоносные горизонты, потенциально пострадавшие от радиоактивных материалов [2];

В настоящее время основным документом МАГАТЭ, посвященным непосредственно выводу из эксплуатации, являются Общие требования безопасности GSR Part 6 «Вывод установок из эксплуатации» [2]. Общие требования безопасности GSR Part 6, которые были опубликованы в 2014 году, пришли на смену Требованиям безопасности WS-R-5 «Снятие с эксплуатации установок, в которых используется радиоактивный материал» — МАГАТЭ [9].

Общие требования безопасности — это документ более высокого уровня в иерархии МАГАТЭ, что отражает повышение внимания ко всем аспектам, связанным с выводом из эксплуатации. Общие требования безопасности GSR Part 6 по сравнению с WS-R-5 претерпели ряд важных и существенных изменений.

В Требованиях безопасности WS-R-5 МАГАТЭ в качестве стратегий вывода из эксплуатации предусматривало следующие подходы: немедленный демонтаж, отсроченный демонтаж и изоляцию (в искусственном сооружении).

Немедленный демонтаж — это стратегия, в соответствии с которой оборудование, конструкции и части установки, содержащие радиоактивные загрязнители, удаляются или дезактивируются до уровня, при котором может быть разрешено неограниченное использование установки или ее использование с ограничениями, налагаемыми регулирующим органом. В этом случае деятельность по снятию с эксплуатации начинается вскоре после постоянного прекращения операций. Эта стратегия предполагает оперативное завершение проекта по снятию с эксплуатации и предусматривает перемещение всего радиоактивного материала с данной установки на другую — новую или существующую — установку с действующей лицензией и его переработку либо для долгосрочного хранения, либо для захоронения.

Отсроченный демонтаж (иногда называют безопасным хранением, надежным хранением или безопасной консервацией) — это стратегия, в соответствии с которой установка, содержащая радиоактивные загрязнители, либо обрабатывается, либо помещается в такие условия, когда они могут безопасно храниться и сохраняться до тех пор, пока они не смогут впоследствии быть дезактивированы и/или демонтированы до уровней, при которых может быть разрешено неограниченное использование установки или ее использование с ограничениями, установленными регулирующим органом.

Изоляция — это стратегия, в рамках которой радиоактивные загрязнители помещаются в оболочку из структурно долгоживущих материалов до тех пор, пока не произойдет снижение радиоактивности за счет распада до такого уровня, при котором может быть разрешено неограниченное использование установки или ее использование с ограничениями, установленными регулирующим органом. Данную стратегию также называют захоронением на месте.

Общие требования безопасности GSR Part 6 исключили изоляцию из числа стратегий вывода из эксплуатации. Прямо указывается, что изоляция не является стратегией вывода из эксплуатации и не является вариантом для планового окончательного останова, такой вариант может рассматриваться в качестве решения только в исключительных случаях (например, вследствие тяжелой аварии). Одно из главных оснований для исключения изоляции из числа стратегий является глобальное переосмысление вывода из эксплуатации, которое теперь должно рассматриваться уже на стадии

проектирования и уточняться по мере прохождения других этапов жизненного цикла установки. Следует отметить, что Общие требования безопасности GSR Part 6 не обращены к существующим объектам. Исключение изоляции как стратегии вывода из эксплуатации означает, что нельзя изначально планировать, что будущая установка будет по окончании срока службы захоронена на месте. Для прошлых практик, где в особых случаях изоляция может быть применена, МАГАТЭ планирует разработку и выпуск отдельной публикации.

Определения немедленного и отсроченного демонтажа в новом документе были перефразированы, но смысл остался тем же. В определение стратегии отложенного демонтажа добавлено, что эта стратегия может предполагать ранний демонтаж некоторых частей установки и раннее удаление радиоактивных отходов с площадки в качестве подготовительных мер к надежному хранению. Ранее этот тезис не входил в определение стратегии и упоминался отдельно.

Требования безопасности WS-R-5 МАГАТЭ содержали следующие разделы:

- основные требования безопасности, которые необходимо выполнять при планировании и осуществлении вывода (снятия) с эксплуатации для прекращения практической деятельности и выведения установок из-под регулирующего контроля (требования по защите работников, населения и охраны окружающей среды) (раздел 2);
- требования к обязанностям основных сторон, связанных со снятием с эксплуатации (раздел 3);
- требования по разработке стратегии снятия с эксплуатации (раздел 4);
- требования к плану снятия с эксплуатации (раздел 5);
- требования в отношении финансирования снятия с эксплуатации (раздел 6);
- требования к управлению снятием с эксплуатации (раздел 7);
- требования, которые следует выполнять при ведении или осуществлении деятельности по снятию с эксплуатации (раздел 8);
- требования для определения того, когда снятие с эксплуатации считается завершенным, в том числе в отношении обследований для обоснования прекращения деятельности по снятию с эксплуатации (раздел 9).

Общие требования безопасности GSR Part 6 сохранили сходную структуру с некоторыми модификациями, а в тексте документа были сформулированы и выделены 15 сквозных требований к выводу из эксплуатации.

Общие требования безопасности GSR Part 6, как и требования безопасности WS-R-5, применяются ко всем типам установок, включая АЭС и исследовательские реакторы установки топливного цикла, включая установки по обращению с радиоактивными отходами до захоронения, исследовательские лаборатории и т. д. Вместе с тем, они не применяются к хвостам обогащения, площадкам для захоронения отходов или пунктам захоронения. Закрытию этих установок адресованы другие документы МАГАТЭ.

В Общих требованиях безопасности GSR Part 6 уточняется, что они не относятся к реабилитации территорий, загрязненных в результате прошлой деятельности, которая не была под регулирующим контролем или же контролировалась таким образом, который в настоящее время не отвечает требованиям МАГАТЭ или национального регулирования. Также они не относятся к реабилитации территорий, загрязненных в результате радиационных аварий. Близкие по смыслу формулировки были и в Требованиях безопасности WS-R-5, но в новом документе они прописаны более четко. Также указывается, что могут существовать участки земли, загрязненные в ходе нор-

мальной эксплуатации установки. Очистка этих участков будет одним из элементов вывода из эксплуатации. Вопросы обращения с новым ядерным топливом и ОЯТ, а также РАО, которые образуются в ходе эксплуатации, как правило, не являются составляющей деятельности по выводу из эксплуатации. Они обычно относятся к операционной деятельности и не рассматриваются в данном документе, тогда как обращение с отходами, которые образуются при выводе из эксплуатации, находится в сфере его рассмотрения.

Требования безопасности WS-R-5 упоминали оптимизацию радиационной защиты персонала, населения и окружающей среды среди факторов, определяющих выбор стратегии вывода из эксплуатации. В Общих требованиях безопасности GSR Part 6 в качестве требования 1 указана оптимизация защиты и безопасности при выводе из эксплуатации: «Облучение при выводе из эксплуатации должно рассматриваться как ситуация планового облучения, и требования Основных Стандартов Безопасности должны соответствующим образом применяться во время вывода из эксплуатации». В качестве требования 2 выделен ступенчатый подход, который должен быть применен ко всем аспектам вывода из эксплуатации. Ранее ступенчатый подход упоминался только применительно к разработке плана вывода из эксплуатации. В качестве требования 7 указывается интегрированная система управления для вывода из эксплуатации, которая охватывает все его аспекты. Это новая формулировка, не использовавшаяся ранее.

В ряде руководств МАГАТЭ конкретизирует требования безопасности применительно к типам установок:

- Руководство по безопасности WS-G-2.1: «Вывод из эксплуатации атомных электростанций и исследовательских реакторов» — МАГАТЭ;
- Руководство по безопасности WS-G-2.2: «Вывод из эксплуатации медицинских, промышленных, и исследовательских установок» — МАГАТЭ;
- Руководство по безопасности WS-G-2.4: «Вывод из эксплуатации установок ядерного топливного цикла» — МАГАТЭ;
- Руководство по безопасности WS-G-5.1: «Освобождение площадок от регулирующего контроля после завершения практической деятельности» — МАГАТЭ;
- Руководство по безопасности WS-G-5.2: «Оценка безопасности при выводе из эксплуатации объектов при использовании радиоактивного материала» — МАГАТЭ¹.

Обзор норм МАГАТЭ, в которых рассматриваются те или иные вопросы вывода из эксплуатации, приведен в таблице 1.2.1.

В целом можно отметить, что МАГАТЭ уделяет значительное внимание вопросам вывода из эксплуатации, последовательно совершенствуя систему стандартов, осуществляя выпуск технических публикаций, поддерживая различные базы данных и развивая проекты содействия. Также МАГАТЭ организует различные форумы и площадки для обсуждения и решения практических вопросов вывода из эксплуатации. В числе недавних примеров можно назвать проект CIDER, который реализуется Отделом ядерного топливного цикла и технологий переработки отходов и адресован барьерам на пути вывода из эксплуатации и реабилитации и путям их преодоления. В фокусе МАГАТЭ также вопросы стоимостной оценки деятельности по выводу из эксплуатации и др.

¹ Документ издан на английском языке. Оригинальное название: «Safety Guide WS-G-5.2: Safety assessment for the decommissioning of facilities Using radioactive material».

Таблица 1.2.1

Нормы МАГАТЭ по безопасности, затрагивающие вопросы вывода из эксплуатации

Нормы МАГАТЭ по безопасности	Цель	Рассматриваемые вопросы
<p>Основы безопасности SF-1 основополагающие принципы безопасности</p>	<p>Определение основных принципов безопасности, на которые должны опираться как МАГАТЭ, так и государства-участники, при разработке своих норм, в отношении всех установок и видов деятельности, а также на всех этапах жизненного цикла установки или источника излучения, включая планирование, выбор площадки, проектирование, изготовление, строительство, ввод в эксплуатацию, непосредственно эксплуатацию, снятие с эксплуатации или закрытие.</p>	<p>Понятия: безопасность, виды деятельности, цель безопасности. Десять основных принципов безопасности в области ответственности за обеспечение безопасности, роли правительства, руководства и управления в интересах обеспечения безопасности, обоснования установок и деятельности, оптимизации защиты, ограничения рисков в отношении физических лиц, защиты нынешнего и будущего поколений, предотвращения аварий, аварийной готовности и реагирования, защитных мер по уменьшению имеющихся или нерегулируемых радиационных рисков.</p>
<p>Общие требования безопасности № GSR Part 6¹ Вывод установок из эксплуатации</p>	<p>Установление конкретного списка требований безопасности вывода из эксплуатации от размещения и проектирования до выведения объекта из-под регулирующего контроля.</p>	<p>Понятие «вывода из эксплуатации», «объекта вывода из эксплуатации». Требования по защите и безопасности работников и населения, защиты окружающей среды, обязанности основных сторон при выводе из эксплуатации, также устанавливаются требования к управлению, выбору стратегии, финансированию вывода из эксплуатации. Планирование по выводу из эксплуатации, которое производится в течение всего срока службы объекта.</p>
<p>Руководство по безопасности WS-G-2.1 Вывод из эксплуатации атомных электростанций и исследовательских реакторов</p>	<p>Определение особенностей снятия с эксплуатации блоков атомных электростанций и исследовательских реакторов и связанных с ними площадок.</p>	<p>Задачи и процесс выбора необходимого варианта снятия с эксплуатации, вопросы регулирования, ответственности, оценки безопасности, планирования, финансирования, меры, которые должны осуществляться на всех этапах эксплуатации установок, начиная с проектирования, для последующего эффективного снятия с эксплуатации, завершение снятия с эксплуатации.</p>

¹ Документ издан на английском языке. Оригинальное название: «IAEA, Decommissioning of Facilities. General Safety Requirements Part 6 No. GSR Part 6».

Продолжение таблицы 1.2.1

Нормы МАГАТЭ по безопасности	Цель	Рассматриваемые вопросы
<p>Руководство по безопасности WS-G-2.2 Вывод из эксплуатации медицинских, промышленных, и исследовательских установок</p>	<p>Определение особенностей вывода из эксплуатации медицинских, промышленных и исследовательских установок, на которых производятся, получают, используются и хранятся радиоактивные материалы и радионуклидные источники.</p>	<p>Временные рамки, ответственность, вопросы безопасности, варианты вывода из эксплуатации, подходы, предусмотренные в первоначальном проекте и последующие модификации, а также планирование, основные задачи, организация управления процессом вывода из эксплуатации.</p>
<p>Руководство по безопасности WS-G-2.4 Вывод из эксплуатации установок ядерного топливного цикла</p>	<p>Определение особенностей вывода из эксплуатации нерреакторных установок ядерного топливного цикла (установки для добычи и обогащения руд урана и тория, расположенные на поверхности земли, установки по конверсии урана, установки по обогащению урана, установки по производству ядерного топлива, хранилища отработавшего ядерного топлива, расположенные вне площадок АЭС, установки по переработке отработавшего ядерного топлива, хранилища радиоактивных отходов, установки по переработке и кондиционированию радиоактивных отходов).</p>	<p>Общие специфические вопросы вывода из эксплуатации установок ядерного топливного цикла. Выбор варианта, подготовка, планирование, оценка безопасности, финансирование вывода, критические задачи вывода из эксплуатации. Также управление при выводе из эксплуатации, завершение и заключительный отчет при выводе из эксплуатации.</p>
<p>Руководство по безопасности WS-G-5.1 Освобождение площадок от регулирующего контроля после завершения практической деятельности</p>	<p>Определение стратегии регулируемыми органами и оператором по освобождению площадок или частей площадок от регулирующего контроля после прекращения практической деятельности (исключая площадки, где имело место «вмешательство»).</p>	<p>Главные принципы радиационной защиты и критерии, которые следует применять к очистке и освобождению площадок. Рассматриваются обязанности правительства, регулирующего органа и оператора. Вопросы развертывания деятельности по очистке для освобождения площадки, а также сообщения в отношении ограниченного использования площадки и организации новой практической деятельности на освобожденной площадке. Имеется информация по очистке.</p>

Продолжение таблицы 1.2.1

Нормы МАГАТЭ по безопасности	Цель	Рассматриваемые вопросы
<p>Руководство по безопасности WS-G-5.2¹ Оценка безопасности при выводе из эксплуатации при использовании радиоактивного материала</p>	<p>Определение методов по повышению безопасности при выводе из эксплуатации объектов и связанных с ними земельных участков, зданий и оборудования, в которых используются, перерабатываются, хранятся или обрабатываются радиоактивные материалы в таких масштабах, что ставится вопрос о безопасности.</p>	<p>Цели, масштабы, рамки оценки безопасности объекта для вывода из эксплуатации. Руководства по системной методологии для развития оценки безопасности вывода из эксплуатации и применения дифференцированного подхода. Также имеются рекомендации по нормативному анализу оценок безопасности вывода из эксплуатации и участия заинтересованных сторон в оценках безопасности вывода из эксплуатации.</p>
<p>Руководство по безопасности SSG-12² Процесс лицензирования для ядерных установок</p>	<p>Описание применения разрешительной деятельности (лицензирования) на различных этапах жизненного цикла ядерной установки</p>	<p>Определение лицензии, обладателя лицензии, основные принципы лицензирования, обязанности и полномочия регулирующего органа, этапы процесса лицензирования.</p>

1.3. Зарубежный опыт правового регулирования и стратегии вывода из эксплуатации

Зарубежный опыт правового регулирования вывода из эксплуатации показывает, что основными элементами такого регулирования являются:

- определение национальной стратегии вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии, включая установление конечных состояний;
- законодательное установление ответственности за вывод из эксплуатации, прав и обязанностей субъектов этой деятельности;
- определение механизмов финансирования деятельности по выводу из эксплуатации, включая требования оценки стоимости вывода из эксплуатации.

Стратегии немедленного демонтажа придерживаются такие страны, как Франция, Италия, Германия и Словения, см. таблицу 1.3.1. Стратегия отложенного демонтажа с периодом выдержки реакторов в 10–40 лет принята в Швеции, Великобритания также придерживается данной стратегии, рассматривая период выдержки до 100 лет. Ряд стран, таких как Словакия и Румыния, не определились с выбором. Следует отметить, что за последнее десятилетие имеется движение в пользу стратегии немедленного демонтажа или сокращения сроков выдержки (ранее Франция придерживалась стратегии отложенного демонтажа, теперь для всех АЭС страны принята стратегия немедленного демонтажа; в настоящее время Великобритания также

¹ Документ издан на английском языке. Оригинальное название: «Safety Guide WS-G-5.2: Safety assessment for the decommissioning of facilities Using radioactive material».

² Документ издан на английском языке. Оригинальное название: «Specific Safety Guide SSG-12: Licensing process for nuclear installations».

рассматривает возможность сокращения срока со 100 до 25 лет, дискуссии на эту тему идут в ряде других стран). В США выбор стратегии остается за оператором.

В фокусе дискуссий по стратегиям и срокам вывода из эксплуатации обычно оказываются АЭС, в то время как другие объекты получают меньше внимания. Некоторые страны используют различные стратегии для разных объектов. Например, Франция планирует закрытие заводов UP2-800 и UP 3 в Ла-Аг в 2025 году, а проведение работ по выводу из эксплуатации в период с 2040 по 2060 годы. Великобритания предполагает завершить работы по площадке Селлафилд к 2120 году. В Германии не выбраны стратегии вывода из эксплуатации в отношении исследовательских реакторов FRM-II. В случае предприятий по добыче и переработке урана сроки вывода из эксплуатации и реабилитации площадок в значительной мере зависят от собственников предприятий.

В основе выбора стратегии вывода из эксплуатации ведущую роль играют экономические соображения и вопросы обеспечения безопасности. Органы регулирования безопасности, как правило, приветствуют немедленный демонтаж, поскольку в случае отсроченных решений повышается риск утраты знаний об объекте и особенностях его эксплуатации. Если сроки вывода из эксплуатации не установлены, то на принятие решений оказывают влияние планы дальнейшего использования площадки, позиция заинтересованных сторон, наличие технологий и инфраструктуры.

Таблица 1.3.1

Стратегии вывода из эксплуатации АЭС в зарубежных странах [10]

Немедленный демонтаж	Отсроченный демонтаж и период выдержки, лет		Стратегия не выбрана
Бельгия ¹	Болгария	35	Словакия Румыния ⁴
Германия ¹	Чехия	35–50	
Испания	Финляндия (АЭС Олкилуото)	30	
Франция ²	Венгрия	70	
Финляндия (АЭС Ловииса)	Нидерланды (АЭС Додевард)	40	
Италия ³	Швеция	10–40	
Литва	Великобритания	до 100	
Нидерланды (АЭС Борселе)	США ⁶	до 60	
Словения ⁵			
США ⁶			

¹ Отсроченный демонтаж не исключается для некоторых предприятий, обсуждаются смешанные стратегии для оптимизации занятости персонала и затрат.

² До конца 1990-х годов отложенный демонтаж с периодом выдержки 30–50 лет был предпочтительной стратегией.

³ Фактически имелась отсрочка в 15 лет после закрытия АЭС в 1987 году. В 1999 году было принято решение отказаться от отсроченного демонтажа, работы по ВЭ должны завершиться к 2024 году.

⁴ Обсуждаются стратегии ВЭ для реакторов CANDU.

⁵ ВЭ АЭС КРШКО начнутся сразу после останова, однако предусмотрено сухое хранение ОЯТ на протяжении около 60 лет, а также выдержка части оборудования, загрязненного продуктами активации, до 2019 года.

⁶ Решение о выборе стратегии немедленного или отсроченного демонтажа принимает оператор.

Такая стратегия, как захоронение на месте, в настоящее время не реализуется ни одной из европейских стран. Выше уже было отмечено, что МАГАТЭ сегодня не рассматривает захоронение на месте как обоснованную стратегию в случае планового закрытия предприятия при нормальной эксплуатации. МАГАТЭ указывает, что захоронение на месте может рассматриваться только в особых случаях для существующих

предприятий. Конкретизация этого положения будет в дальнейшем осуществлена в руководстве по безопасности. Ранее в техническом документе МАГАТЭ «Захоронение на площадке как стратегия вывода из эксплуатации» [11] были приведены примеры опыта различных стран в этой области. Документ различает «Захоронение на месте» (in situ disposal), т. е. собственно окончательную изоляцию объекта или его части в месте нахождения без перемещения, и «Захоронение на площадке» (on-site transfer and disposal), т.е. захоронение на площадке в специально спроектированном инженерном сооружении.

Конечное состояние площадки — важнейший элемент правового регулирования вывода из эксплуатации. Как правило, зарубежные страны определяют в качестве конечного состояния площадок их неограниченное использование, т. е. зеленую лужайку (см. таблицу 1.3.2). Однако в тех случаях, когда речь идет об объектах наследия, историческом загрязнении и т. п., конечным состоянием может выступать и ограниченное использование.

Таблица 1.3.2

Сравнительный анализ зарубежного опыта правового регулирования вывода из эксплуатации: конечные состояния [12]

Страна	Конечное состояние
Бельгия	Зеленая лужайка или свободное промышленное использование
Франция	Зеленая лужайка
Италия	Коричневая лужайка с хранением кондиционированных РАО на площадке, зеленая лужайка после создания национального пункта захоронения
Япония	Зеленая лужайка или использование участка для новых АЭС*
Испания	Зеленая лужайка, однако, конечное состояние является предметом обсуждения между национальным регулятором и оператором установки
Швеция	Свободное промышленное использование, предпочтительно для производства электроэнергии
Канада	Выбор оператора
Германия	Зеленая лужайка
Нидерланды	Зеленая лужайка
Словакия	Зеленая лужайка, кроме реактора А1 АЭС Богунице
Великобритания	Зеленая лужайка во всех случаях, когда это возможно
США	Зеленая лужайка

* До аварии на АЭС Фукусима Даичи.

В большинстве стран регулятор в области ядерной безопасности играет важную роль в одобрении выбранной стратегии вывода из эксплуатации. За регулятором также закреплена функция выдачи лицензий на вывод установок из эксплуатации. В национальном законодательстве отдельных стран этапы жизненного цикла, которые требуют лицензирования, могут иметь свою специфику.

Например, в ядерном законодательстве Канады используются следующие виды лицензий:

- лицензия на подготовку площадки;
- лицензия на строительство;
- лицензия на эксплуатацию;
- лицензия на вывод из эксплуатации;
- лицензия на освобождение (площадки).

Т. е. процесс вывода из эксплуатации фактически требует двух видов лицензий — на собственно демонтаж установки, очистку площадки и пр. и на освобождение площадки. Лицензия на освобождение выдается в том случае, если все работы завершены, подготовлен окончательный отчет о выводе из эксплуатации, а также отсутствует остаточное загрязнение, что подтверждено инспекционной проверкой.

В ядерном законодательстве Великобритании, напротив, нет отдельной лицензии на вывод из эксплуатации. Применяются следующие виды лицензий:

- лицензия на площадку для ядерного объекта;
- лицензия на строительство;
- лицензия на ввод в эксплуатацию;
- лицензия на эксплуатацию;
- делицензирование площадки.

Лицензия на площадку для ядерного объекта должна быть получена до того, как площадка может быть использована для размещения ядерной установки. Такая лицензия выдается на неограниченный срок и покрывает весь жизненный цикл установки на площадке, включая вывод из эксплуатации. Прекращение действия этой лицензии возможно в том случае, если площадка будет соответствовать требованию «отсутствие угрозы» («no danger»). Требование «отсутствия угрозы» выполняется, если остаточная радиоактивность на площадке сверх природного фона представляет риск смерти наиболее облучаемого индивида менее 1 случая на миллион в год (10^{-6}). До начала любых работ по выводу из эксплуатации (включая те, которые не связаны с радиоактивностью) должна быть проведена оценка воздействия на окружающую среду, которая должна быть одобрена регулятором.

В США процесс вывода из эксплуатации начинается с решения о прекращении операций и разбит на несколько шагов. Он подразумевает в конечном итоге прекращение действия лицензии. Процесс для вывода из эксплуатации реактора АЭС выглядит следующим образом. Держатель лицензии обязан письменно уведомить регулятора — Комиссию по ядерному регулированию — о прекращении эксплуатации и в дополнение к этому о выгрузке топлива из реактора. До этого либо в течение двух лет после прекращения эксплуатации держатель лицензии представляет так называемый Обзор мероприятий по выводу из эксплуатации после прекращения эксплуатации. В Обзоре должны содержаться описание и график мероприятий, оценка ожидаемых затрат и положения, на основании которых можно заключить, что экологические воздействия, связанные с мероприятиями, будут находиться в рамках тех, что описаны в заявлениях о воздействии на окружающую среду. Комиссия по ядерному регулированию официально регистрирует Обзор и делает его доступным для комментариев (одобрение со стороны Комиссии не требуется). Кроме того, держатель лицензии должен провести публичное обсуждение в регионе размещения объекта. Работы по выводу из эксплуатации не могут начаться ранее 90-дневного срока с момента подачи Обзора.

По каждому реактору, выводимому из эксплуатации, должна быть подана заявка на прекращение лицензии. Заявка должна сопровождаться Планом прекращения лицензии, поданным одновременно с ней или ранее, который требует одо-

брения со стороны Комиссии по ядерному регулированию. В План должны быть включены: характеристика площадки, идентификация требуемых мероприятий по демонтажу, планы реабилитации площадки, детальные планы окончательного радиологического обследования, описание конечного использования площадки (в случае, если предполагаются ограничения), обновленная оценка затрат на оставшиеся мероприятия по выводу из эксплуатации, дополнения к экологическому отчету, описывающие любую новую информацию или изменения, связанные с предлагаемыми мероприятиями. Комиссия по ядерному регулированию делает План доступным для комментариев, а также проводит публичное обсуждение Плана и процесса его оценки в регионе размещения объекта. План одобряется путем дополнения лицензии.

Вывод из эксплуатации должен завершиться в течение 60 лет после останова. Комиссия по ядерному регулированию проводит инспекционные проверки на предмет соответствия выполняемых работ Плану. После выполнения мероприятий по выводу из эксплуатации держатель лицензии предоставляет окончательное радиологическое обследование. Комиссия по ядерному регулированию прекратит действие лицензии при условии выполнения демонтажа в соответствии с утвержденным Планом и демонстрации того, что площадка может быть освобождена согласно заявленному Обзору.

1.4. Зарубежный опыт финансового обеспечения деятельности по выводу из эксплуатации

Финансовые аспекты вывода из эксплуатации — еще одна сфера, в которой регулятор в области ядерной безопасности играет ключевую роль. Это касается, прежде всего, проверки оценки стоимости работ и адекватности финансовых механизмов для обеспечения финансовых средств на вывод из эксплуатации. Практически все страны требуют от операторов ядерных установок обоснования расчетов и пояснения допущений, используемых в оценке стоимости вывода из эксплуатации, см. таблицу 1.4.1. В случае невыполнения требований по предоставлению планов по выводу из эксплуатации, оценок стоимости и финансовых гарантий лицензия на строительство и эксплуатацию новых энергоблоков не будет выдана. Что касается старых (остановленных) предприятий, то в этом случае оператору не будет выдана лицензия на вывод из эксплуатации.

Таблица 1.4.1

Правовая основа и требования к оценке стоимости вывода из эксплуатации в различных странах [12]

Страна	Правовая основа	Периодичность оценки	Требования к оценке
Бельгия	Королевские указы, в т.ч. в отношении национального оператора ONDRAF/NIRAF	Каждые 5 лет (для первоначальных планов по ВЭ)	Национальный оператор ONDRAF/NIRAF должен утверждать все планы по ВЭ, включая оценку стоимости

Продолжение таблицы 1.4.1

Франция	Закон об устойчивом обращении с радиоактивными материалами и отходами, 2006	Каждые 3 года	Установлены основные категории затрат. Компетентный орган (совместно министерства экономики и энергетики) проверяют адекватность оценки стоимости с учетом рекомендаций регулятора по ядерной безопасности
Италия	Обязанность государственной компании SOGIN	Каждые 3 года (план ВЭ и оценка стоимости)	SOGIN, как национальный оператор по ВЭ, готовит все планы по ВЭ и оценки стоимости в соответствии с установленным форматом. Оценки затем утверждаются государственным органом по электроэнергетике и газу
Япония	Закон об электроэнергетике Указ о резервном фонде для ВЭ	Каждый год	В Указе определены основные объекты и виды деятельности, а также требования к оценке стоимости
Испания	Обязанность национального оператора ENRESA	Каждые 3 года	Национальный оператор ENRESA готовит все планы по ВЭ и оценки стоимости (формат последних законодательством не определен)
Швеция	Обязанность оператора в соответствии с законодательством	Каждый год	Требования указывают общие предпосылки, в остальном структура оценки остается за оператором
Канада	Закон о ядерной безопасности и контроле	Не определено, но на практике каждые 5 лет	Требование оценки стоимости и наличия соответствующей финансовой гарантии являются условием получения лицензии
Германия	Закон об атомной энергии; Указ о регулировании затрат, вытекающих из Закона об атомной энергии	Ежегодная ревизия оценки стоимости	Закон не предписывает формат и содержание оценки
Нидерланды	Закон о ядерной энергии	Каждые 5 лет	Используются руководства и критерии МАГАТЭ
Словакия	Законодательные требования по созданию фондов по ВЭ	Каждые 5 лет	Закон не предписывает формат и содержание оценки
Великобритания	Закон об энергии	Каждые 5 лет	Требуются детальные планы, касающиеся обращения с отходами и реабилитации площадки, в том числе для целей оценки стоимости
США	Законодательство и требования Комиссии по ядерному регулированию	Каждые 2 года	Комиссия по ядерному регулированию требует выполнения всех предписаний для признания оценки стоимости приемлемой

В отношении структуры затрат предпринимались попытки унификации ее составляющих на уровне международных организаций. В 1999 г. в результате совместной инициативы Агентства по атомной энергии ОЭСР, МАГАТЭ и Евросоюза был выпущен документ, предлагающий стандартизованный перечень затрат на вывод ядерных установок из эксплуатации [13], получивший название «Желтой книги». В 2012 г. была выпущена ее обновленная версия, получившая название Международной структуры затрат на вывод из эксплуатации ядерных установок (ISDC) [14]. В ISDC, как и ранее, представлено 3 иерархических уровня видов деятельности, которые теперь получили названия: 11 разделов названы основной деятельностью, а второй и третий уровень — группами мероприятий и типичными мероприятиями. Направления основной деятельности представлены в табл. 1.4.2.

Таблица 1.4.2

Направления деятельности в области вывода из эксплуатации — стандартизованный перечень [13; 14]

№	Желтая книга (1999 г.)	ISDC (2012 г.)
01	Мероприятия, предшествующие выводу из эксплуатации	Мероприятия, предшествующие выводу из эксплуатации
02	Мероприятия по закрытию предприятия	Мероприятия по закрытию предприятия
03	Закупка оборудования и материалов	Дополнительные мероприятия по безопасному закрытию или захоронению на месте
04	Демонтаж	Мероприятия по демонтажу в контролируемой зоне
05	Переработка, хранение и захоронение отходов	Переработка, хранение и захоронение отходов
06	Безопасность, наблюдение и содержание площадки	Инфраструктура и эксплуатация площадки
07	Очистка и реабилитация площадки, ландшафтный дизайн	Демонтаж и снос неатомных объектов, реабилитация площадки
08	Управление проектом, его разработка и поддержка	Управление проектом, его разработка и поддержка
09	Исследования и разработки	Исследования и разработки
10	Топливо и ядерные материалы	Топливо и ядерные материалы
11	Другие затраты	Другие затраты

Некоторые страны руководствуются ISDC, другие используют свою структуру затрат с указанием обязательных составляющих для оценки, см. табл. 1.4.3. Для эксплуатируемых объектов оценка стоимости вывода из эксплуатации производится весьма детально и базируется на формате декомпозиции работ (work breakdown structure — WBS). Практически повсеместно для оценки стоимости используются текущие цены. Чистая приведенная стоимость вывода из эксплуатации обычно оценивается с учетом инфляции. Управленческие затраты и расходы на оплату труда привязываются, как правило, к конкретной площадке с учетом опыта вывода из экс-

платации или опыта эксплуатации. Затраты на оборудование и материалы оцениваются на основе опыта вывода из эксплуатации и имеющихся расценок производителей или подрядчиков.

Что касается состава затрат, то, как правило, затраты на обращение с эксплуатационными РАО и ОЯТ не входят в стоимость вывода из эксплуатации, тогда как РАО от вывода из эксплуатации обязательно учитываются. Конкретные условия могут зависеть от особенностей национального законодательства. Например, во Франции отходы EDF, накопленные на площадке, рассматриваются как эксплуатационные отходы, однако основные компоненты, такие как парогенераторы, могут рассматриваться как отходы от вывода из эксплуатации. Свою роль играет и система организации деятельности по выводу из эксплуатации, это определяет, кем и из каких средств или фондов покрывается обращение с отходами. Например, в Швеции накопленные отходы рассматриваются в качестве эксплуатационных, даже если обращение с ними осуществляется на стадии вывода из эксплуатации. Обращение с эксплуатационными отходами оплачивается АЭС напрямую, тогда как вывод из эксплуатации — из средств централизованного фонда. В Испании, как и в Швеции, национальный оператор занимается и обращением с отходами, и выводом из эксплуатации. Накопленные отходы не могут быть переданы национальному оператору в рамках деятельности по выводу из эксплуатации, они должны быть ему отправлены до того момента, как национальный оператор примет площадку для ведения работ. В США обращение с отходами на АЭС — это обязанность оператора АЭС, и если обращение с ними осуществляется на этапе вывода из эксплуатации, то в стоимости самого проекта по выводу из эксплуатации эта деятельность не учитывается. Исключение составляют объекты Министерства энергетики США вследствие особенностей организации программы по экологической реабилитации объектов наследия. В этом случае все накопленные на площадке отходы определяются, как отходы от вывода из эксплуатации и должны быть отражены в соответствующей структуре затрат.

Кроме того, в оценки стоимости проектов по выводу из эксплуатации закладываются непредвиденные расходы, обусловленные возможными изменениями регулирующих требований, инфляцией выше прогнозируемого уровня и т. п. В ряде стран на эти цели закладывается фиксированный процент от стоимости работ: в Бельгии и Испании — 15%, Швеции — 6–20%, в Канаде — от 10 до 30% в зависимости от градации точности оценки, в США — 25%.

Таблица 1.4.3

Требования к включению определенных затрат при оценке стоимости вывода из эксплуатации [12]

Страна	Элементы затрат для оценки стоимости	Использование ISDC или иной структуры затрат	Методология оценки
Бельгия	Все виды деятельности от окончательного останова до освобождения площадки, включая затраты на обращение со всеми видами РАО (исключая ОЯТ)	ISDC	ONDRAF/NIRAF может устанавливать общие требования

Продолжение таблицы 1.4.3

Страна	Элементы затрат для оценки стоимости	Использование ISDC или иной структуры затрат	Методология оценки
Франция	Демонтаж, обращение с ОЯТ, кондиционирование старых РАО, долгосрочное обращение с РАО, мониторинг пунктов захоронения после закрытия	Собственная WBS	Постадийный подход от анализа осуществимости до внедрения (CEA)
Италия	Все виды деятельности от окончательного останова до освобождения площадки, включая переработку ОЯТ, обращение с РАО, захоронение РАО в национальном пункте захоронения, освобождение площадки и мониторинг	Собственная WBS	Методология оценки, разработанная SOGIN
Япония	Удаление загрязнения, демонтаж, хранение и характеристика РАО, их подготовка к захоронению, транспортировка и захоронение	Собственная WBS	Аппроксимация на основе объема материалов от ВЭ
Испания	Нет детальной информации	ISDC	Методология оценки, разработанная ENRESA
Швеция	Расходы на обращение с ОЯТ и РАО не считаются частью ВЭ и не включаются в стоимость ВЭ	ISDC	Методология оценки, разработанная SKB
Канада	Подготовка к ВЭ, полная дезактивация и/или демонтаж, дезактивация и восстановление площадки, окончательное радиологическое обследование, наблюдение для ограниченного или неограниченного использования, а также обращение со всеми видами отходов и ядерных материалов	Собственная WBS	На усмотрение оператора с оценкой и одобрением со стороны регулятора
Германия	Все затраты, связанные с демонтажем, дезактивацией и освобождением площадки, включая обращение с отходами, за исключением исторических отходов, промежуточного хранения ОЯТ и ВАО	Собственная WBS	На усмотрение оператора
Нидерланды	Нет детальной информации	На усмотрение оператора	Нет детальной информации
Словакия	Все расходы после размещения ОЯТ и исторических РАО (кроме реактора А1 АЭС Богунце, в ВЭ которого эти затраты включены)	ISDC	Код OMEGA на основе ISDC

Продолжение таблицы 1.4.3

Страна	Элементы затрат для оценки стоимости	Использование ISDC или иной структуры затрат	Методология оценки
Великобритания	Демонтаж АЭС после прекращения работы, удаление всех объектов и строений, приведение площадки в согласованное конечное состояние и ее освобождение из-под контроля	Собственная WBS	На усмотрение оператора
США	Подготовка к ВЭ, полная дезактивация и/или демонтаж, дезактивация и восстановление площадки, окончательное радиологическое обследование, наблюдение для ограниченного или неограниченного использования	На усмотрение оператора	Требование планирования жизненного цикла, рассмотрение наихудшего финансового сценария для оценки неопределенности

Зарубежный опыт показывает, что оценки затрат на вывод из эксплуатации объектов наследия, в том числе на обращение с РАО наследия и реабилитацию территорий, являются весьма подвижными. Они отличаются от страны к стране, причем немалое значение имеет имеющаяся в стране система обращения с РАО. Прямое влияние на общий размер затрат оказывает стоимость услуг транспортирования и захоронения, а косвенное — существующие регулирующие требования к переработке, обезвреживанию, измельчению и пр., определяющие объем работ. В совокупности факторы, относящиеся к системе обращения с РАО, могут влиять на изменение общей стоимости вывода из эксплуатации до 30% даже для таких типовых объектов, как атомные реакторы.

Опыт состоявшихся проектов по выводу из эксплуатации показал, что очень важными с точки зрения затратности являются также такие имеющие отношение к РАО факторы, как определение конечного состояния площадки и варианта размещения отходов и ОЯТ, собственно хранение отходов и наличие пунктов захоронения, а также предполагаемые сроки проведения работ по демонтажу и реабилитации. Что касается сроков, то ряд стран в целях снижения неопределенности использует оценку затрат на вывод из эксплуатации как с разбивкой по видам деятельности, так и с разбивкой по времени ее осуществления.

Оценка стоимости вывода из эксплуатации лежит в основе построения финансовых механизмов, используемых для финансирования этой деятельности. Зарубежный опыт показывает, что наиболее распространенной практикой является накопление средств на вывод из эксплуатации в процессе эксплуатации. Такая практика характерна, например, для США, где производители электроэнергии отчисляют средства в размере 0,1–0,2 цента за кВтч электроэнергии и ежегодно отчитываются перед Комиссией по ядерному регулированию о поступлении средств. Ряд стран (Швеция, Финляндия, Франция) требует, чтобы уже к началу эксплуатации энергоблока был зарезервирован полный объем средств на его вывод из эксплуатации. Наряду с этим может использоваться и механизм финансовых гарантий, подразумевающих, что средства на вывод из эксплуатации будут обеспечены в случае банкротства компании или иных непредвиденных обстоятельств. Таким гарантиями являются страховые полисы, гарантийные письма и пр. Это широко используется, например, в США.

Финансовые механизмы обычно предусматривают создание специализированного фонда для вывода из эксплуатации, который, с точки зрения управления им, может быть внешним (т. е. независимым от счетов оператора) или внутренним. Фонды также отличаются по тем ограничениям, которые на них накладываются, их принято называть «restricted» или «unrestricted», т.е. используемыми с накладыванием ограничений или без. Под ограничениями понимается, что организация, которая несет ответственность за вывод из эксплуатации, не может самостоятельно решать вопросы использования средств фонда. Ограничения могут касаться способа аккумуляирования средств, управления средствами фонда, инвестирования для поддержания стоимости средств фонда, расходования на различные цели.

Например, в Швеции активы Фонда ядерных отходов должны быть депонированы на счет в Управлении по государственному долгу, на который начисляются проценты, или инвестированы в казначейские векселя, выпущенные шведским государством. В Словении не менее 30% средств фонда должны быть инвестированы в государственные облигации, не более 15% — в иные облигации, не более 5% — в акции или акции одной компании и порядка 10% — в ценные бумаги на внешних финансовых рынках. В Чехии средства Ядерного счета могут быть инвестированы исключительно в ликвидные государственные облигации, облигации Госбанка Чехии, облигации, гарантию по которым дает государство, или в ценные бумаги с наибольшим рейтингом. В Испании и Франции установлены общие принципы управления средствами фондов: для испанской ENRESA указывается, что фонд должен управляться на принципах защищенности, прибыльности и ликвидности, а во Франции внутренние ограниченные фонды защищены законом и должны демонстрировать «достаточный уровень защищенности и ликвидности для того, чтобы отвечать целям их создания».

Практика создания фондов типична для АЭС. Наряду с этим в Великобритании финансирование вывода из эксплуатации ряда реакторов будет осуществляться непосредственно через Орган по выводу из эксплуатации, а в случае АЭС Козлодуй и Игналинской АЭС, остановленных до истечения срока их эксплуатации, были созданы также и международные фонды для финансовой поддержки вывода из эксплуатации. Для ряда объектов, таких как исследовательские реакторы, создание фонда является нехарактерным. В этих случаях расходы на вывод из эксплуатации закладываются непосредственно в бюджете, а также могут частично покрываться за счет поступлений от их эксплуатации. В таблице 1.4.4 представлена информация о системах финансирования вывода из эксплуатации в европейских странах.

Таблица 1.4.4

**Обзор систем финансирования вывода из эксплуатации
в некоторых европейских странах [10]**

Объект	Платежи из бюджета	Внутренний фонд		Внешний фонд	
		Неограниченный	Ограниченный	Неограниченный	Ограниченный
Добыча и переработка урана	Германия, Чехия		Франция		

Продолжение таблицы 1.4.4

Объект	Платежи из бюджета	Внутренний фонд		Внешний фонд	
		Неограниченный	Ограниченный	Неограниченный	Ограниченный
Исслед. реакторы	Германия, Испания, Великобритания, Италия, Бельгия	Чехия	Франция, Чехия		
АЭС	Великобритания (NDA — орган по выводу из эксплуатации)	Германия, Бельгия, Нидерланды, Италия (SOGIN-ENEL), Чехия	Франция, Чехия	Италия (CCSE)	Финляндия, Литва, Швеция, Великобритания (NLF, BE), Словакия, Испания, Болгария, Венгрия, Словения
Обогащение урана и производство топлива	Великобритания	Германия, Нидерланды	Франция		
Переработка ОЯТ	Великобритания		Франция		
Хранение, захоронение	Германия, Великобритания				Финляндия, Швеция, Чехия

Во всех случаях, когда речь идет о внешних фондах, государство играет очень существенную роль в определении условий их деятельности. Примеры приведены в таблице 1.4.5. В то же время в каждом конкретном случае выбирается тот механизм, который наиболее соответствует правовой системе страны, уже имеющемуся ядерному законодательству, масштабам ядерной программы и т. д.

Таблица 1.4.5

Управление внешними фондами для вывода из эксплуатации в некоторых европейских странах [10]

Страна	Особенности управления внешними фондами по выводу из эксплуатации
Словакия	Национальный фонд вывода из эксплуатации ядерных объектов и обращения с РАО и ОЯТ управляется государством. Совет попечителей назначается Министерством экономики.
Испания	Фонд управляется государственной компанией ENRESA.

Продолжение таблицы 1.4.5

Страна	Особенности управления внешними фондами по выводу из эксплуатации
Великобритания	Фонд ядерных обязательств управляется государственной компанией и покрывает обязательства British Energy.
Болгария	Фонд вывода из эксплуатации ядерных объектов и Фонд обращения с РАО управляются Национальным банком и полностью контролируются государством. Международный фонд поддержки вывода из эксплуатации АЭС Козлодуй является фондом Евросоюза, управляется вкладчиками и администрируется специальной группой ЕБРР.
Литва	Фонд по выводу из эксплуатации государственного предприятия Игналинская АЭС управляется государственными органами через Национальный совет, состоящий из представителей государственных и муниципальных властей, а также научных организаций, ежегодный бюджет утверждается Парламентом. Международный фонд поддержки вывода из эксплуатации Игналинской АЭС является фондом Евросоюза, управляется вкладчиками и администрируется специальной группой ЕБРР.
Венгрия	Фонд, который является специальным счетом Казначейства, управляется уполномоченным органом по атомной энергии, надзор за деятельностью которого осуществляет Министерство юстиции.
Словения	Независимая организация «Финансовый фонд для финансирования АЭС Кршко» управляется государством и находится под контролем парламента и правительства.
Чехия	Внутренние ограниченные фонды (блокированные счета) энергокомпаний, платежи на внешний Ядерный счет и внутренние неограниченные фонды компании CEZ и исследовательского центра UJV Rez. Блокированные счета подлежат ежегодной оценке со стороны Органа по управлению захоронением РАО, который должен одобрять любое расходование средств с этих счетов. Внешний ядерный счет управляется Министерством финансов.
Финляндия	Члены правления Государственного фонда управления ядерными отходами назначаются правительством.

Рассмотрим более подробно практику финансового обеспечения деятельности по выводу из эксплуатации в ряде стран для демонстрации диапазона используемых подходов.

1.4.1. Великобритания

В Великобритании вопросы финансирования вывода из эксплуатации определены Законом об энергии 2008 г. (Energy Act 2008). При заявке на получение лицензии на строительство или эксплуатацию ядерной установки заявитель обязан представить программу финансирования вывода из эксплуатации. В программу входит рассмотрение технических вопросов и их финансовое обеспечение. Под техническими вопросами понимаются:

- переработка, хранение, транспортирование и захоронение опасных материалов во время эксплуатации ядерной установки;
- вывод из эксплуатации установки и очистка площадки, включая этап подготовки к этой деятельности.

В программу должны быть включены: пошаговые действия по техническим вопросам; оценка связанных с ними затрат; финансовые гарантии в отношении затрат. В программе обособленно показывается оценка затрат в отношении обращения со среднеактивными отходами (САО) и ОЯТ и в отношении других технических вопросов (в соответствии с регулируемыми мерами, принятыми в развитие закона). При представлении программы финансирования вывода из эксплуатации также предоставляется отчет о ее верификации с подтверждением корректности произведенных оценок затрат и финансовых гарантий. Предложения о модификации утвержденной программы финансирования вывода из эксплуатации должны подкрепляться аналогичными расчетами.

Финансовые гарантии могут включать: залог в форме банковского счета или иных активов, денежный депозит, гарантийное обязательство третьей стороны, страховой полис, банковскую гарантию.

Программа финансирования вывода из эксплуатации представляется министру правительства, который после консультаций с заинтересованными органами (уполномоченные органы в области здравоохранения и окружающей среды) одобряет или отклоняет ее. После одобрения программы финансирования вывода из эксплуатации оператор установки обязан представлять министру правительства ежегодный и пятилетний отчеты, в которых должны быть отражены изменения в отношении оценки стоимости и финансовых гарантий. Расходы на рассмотрение программы финансирования вывода из эксплуатации и соответствующие консультации оплачиваются лицом, которое представляет программу.

1.4.2. Франция

Во Франции законодательную основу для финансирования деятельности по выводу из эксплуатации составляют Закон о планировании 2006 г. (Planning Act 2006) и Закон о транспарентности и безопасности в ядерной сфере 2006 г. (Transparency and Security in the Nuclear Field Act 2006). Все операторы так называемых основных ядерных установок (к ним относятся ядерные реакторы, предприятия по производству топлива и обращению с ОЯТ и РАО, ускорители частиц, предприятия, имеющие определенные радиоактивные или делящиеся вещества) должны производить консервативную оценку любых расходов, связанных с выводом из эксплуатации, или, в случае предприятий по обращению с РАО, связанных с их закрытием. Также, согласно Экологическому кодексу, операторы должны оценивать затраты, связанные с обращением с ОЯТ и РАО.

Все операторы должны сформировать активы, предназначенные исключительно для покрытия этих расходов. Рыночная стоимость активов должна быть не менее той суммы, в которую оцениваются расходы (за исключением тех, которые связаны со стадией эксплуатации). Операторы должны вести обособленный учет указанных активов и демонстрировать достаточный уровень их надежности и ликвидности.

Операторы обязаны раз в три года предоставлять уполномоченному административному органу отчет, в котором содержится оценка расходов, методы оценки активов, предназначенных для покрытия расходов, состав активов и управление ими. Первый такой отчет должен был быть представлен в течение года, а план по формированию достаточных активов должен был быть реализован в течение пяти лет после публикации Закона о планировании.

Кроме того, операторами должна ежегодно предоставляться обновленная версия отчета, а уведомление о событиях, которые могут изменить содержание отчета, должно происходить без каких-либо задержек. При выявлении неполноты или недостаточности в расчетах уполномоченный орган может выдать предписания и установить сроки их выполнения. В случае невыполнения могут последовать финансовые санкции.

Помимо активов, предназначенных для целей покрытия расходов на вывод из эксплуатации, Законом о планировании введен ряд налогов. Это собственно налог на основные ядерные установки (взимаемый с 2001 года и перешедший в указанный закон), и три новых налога, получившие условные названия налогов на «исследования», «социально-экономическую поддержку» и «распространение технологий».

Таблица 1.4.2.1

Ежегодный налог на основные ядерные установки во Франции [<http://andra.fr>]

Категория	Предварительная оценка, тыс. евро	Поправочный коэффициент
Ядерные энергетические реакторы, не предназначенные для исследовательских целей (в расчете на энергоблок)	2 119	от 1 до 4
Ядерные энергетические реакторы, предназначенные для исследовательских целей (в расчете на энергоблок)	1 197	от 1 до 2
Иные ядерные реакторы	263	от 1 до 3
Предприятия по обогащению урана	619	от 1 до 3
Заводы по переработке ОЯТ	1 856	от 1 до 3
Установки по переработке ЖРО и ТРО	278	от 1 до 4
Установки для захоронения РАО	2 166	от 1 до 3
Установки для временного хранения РАО	25	от 1 до 4

1.4.3. Испания

В Испании законодательной основой для финансирования деятельности по выводу из эксплуатации является Королевский указ 1522/84, которым в 1984 году была учреждена государственная компания ENRESA. В соответствии с указом затраты на обращение с РАО должны покрываться производителями РАО. ENRESA является монополистом по оказанию услуг по обращению с РАО и выводу из эксплуатации в Испании. Для этих целей с каждым оператором АЭС заключается соответствующее соглашение. В полномочия ENRESA входит выполнение работ по обращению со всеми видами РАО, реабилитация урановых предприятий, работы по выводу из эксплуатации.

Основой для практической деятельности является Генеральный план по радиоактивным отходам, который утверждается Кабинетом министров. В нем указываются цели, стратегии, планируемые действия в области обращения с РАО и вывода из эксплуатации, а также основные данные об объемах отходов, планах захоронения,

затратах и др. План периодически обновляется, ENRESA готовит соответствующие предложения раз в 4 года и представляет их в Министерство промышленности, туризма и торговли.

Финансирование работ осуществляется за счет средств фонда, который формируется преимущественно за счет налогов на электроэнергию. В числе других источников — сборы с производителей топлива и других ядерных предприятий, плата за услуги по обращению с РАО для производителей РАО из других секторов экономики на основе установленных тарифов, а также доходы за счет инвестирования средств фонда. Фонд администрируется ENRESA под контролем соответствующих государственных ведомств. Фонд не подлежит налогообложению.

Оценка затрат на выводу из эксплуатации основана на соглашении между ENRESA и энергетическими компаниями, которое одобрено в 2001 году Министерством экономики, регулирующим вопросы закрытия и демонтажа АЭС. ENRESA принимает площадку для вывода из эксплуатации через 3 года после останова.

Размер налогов на электроэнергию ежегодно устанавливается Министерством промышленности, туризма и торговли. В расчет берется 40-летний срок эксплуатации реакторов, стоимость программы обращения с РАО и вывода из эксплуатации и размер уже имеющихся накоплений. Установлены два вида налогов на электроэнергию: надбавка к цене продаваемой электроэнергии, уплачиваемая потребителем, и надбавка к стоимости ее производства, уплачиваемая производителем. Во втором случае энергокомпания уплачивает ее, исходя из объема производства электроэнергии на ядерных установках. Размеры надбавок характеризуются следующими цифрами: надбавка к цене электроэнергии для потребителя составляла в 2006 году 0,21% для домохозяйств и 0,60% для предприятий, надбавка к стоимости производства была в диапазоне 0,214–0,250 евроцентов за кВт. Для сравнения, в 2009 году надбавка к стоимости производства электроэнергии составляла 0,316–0,373 евроцента за кВт. Общий объем поступлений в Фонд в 2011 году составил 393 млн. евро.

В соответствии с Королевским законом 5/2005 «О неотложной реформе для повышения эффективности и улучшения государственных контрактов» система финансирования работ по обращению с РАО и выводу из эксплуатации разделяется в зависимости от того, когда были произведены соответствующие РАО и когда возникла необходимость вывода из эксплуатации. Затраты, связанные с обращением с РАО или выводом из эксплуатации АЭС, которые обусловлены деятельностью до 01.04.2005 г., финансируются за счет налогов на электроэнергию. Обращение с РАО, произведенными после 31.03.2005 г., и вывод из эксплуатации объектов после этой даты будут финансироваться держателями лицензий на основании выставляемых счетов, исходя из ожидаемых расходов.

1.4.4. Словакия

В Словакии законодательной основой является Закон о государственном фонде по выводу из эксплуатации ядерных объектов и обращению с отработавшим топливом и радиоактивными отходами № 254/1994 (дополненный законами №№ 78/2000, 560/2001, 238/2006). Согласно данному закону, собственник АЭС (Slovak Electric Plc) должен ежегодно уплачивать в фонд 6,8% продажной цены электроэнергии, отпускаемой АЭС, и также 350 000 словацких крон (около 15,7 тыс. долл.) на каждый мегаватт установленной мощности. Фонд является юридическим лицом с собственной организационной структурой, включая Совет попечителей, администрирова-

ние осуществляет Министерство национальной экономики. Другими источниками средств Фонда являются штрафы, накладываемые регулятором в области ядерной безопасности, проценты, начисляемые на его средства, а также поступления из Международного фонда поддержки вывода из эксплуатации АЭС Богунице, основанного Евросоюзом. Непосредственно работами по выводу из эксплуатации занимается государственная компания Javus.

Отдельных платежей на обращение с РАО не предусмотрено, финансирование осуществляется из средств Фонда. В то же время в самом Фонде есть разбивка по завершающим стадиям: на конец 2010 года общий объем средств Фонда составлял 2 618 млн. евро, из которых 196 млн. предназначались на захоронение отходов, 1571 млн. — на захоронение ОЯТ и 851 млн. — на вывод из эксплуатации. В международном фонде поддержки вывода из эксплуатации АЭС Богунице, управляемом Javus и внешними консультантами, находилось порядка 180 млн. евро.

1.5. Особенности организации работ по ядерному наследию

В рамках томов 1 и 2 [15, 16] уже был представлен краткий обзор работ по ядерному наследию в ведущих ядерных державах (США, Великобритания, Франция) в целом и более детально рассмотрены подходы к организации деятельности по обращению с накопленными РАО. Тем не менее, кратко напомним их принципиальные отличия от подходов, касающихся эксплуатации и вывода из эксплуатации коммерческих объектов. К особенностям работ по ядерному наследию, прежде всего, следует отнести:

- Финансирование работ за счет средств государства в рамках специальных программ или бюджетного финансирования специально созданных организаций.
- Длительность планирования и реализации мероприятий.
- Доминирование проблем, связанных с накопленными ЖРО.
- Вынужденность одновременного решения задач вывода из эксплуатации, демонтажа зданий и сооружений и реабилитации в связи с высокими уровнями загрязнения.
- Наличие одного или нескольких промежуточных решений по конкретным объектам в условиях превалярования тех или иных рисков.

Следует отметить, что в группе стран ядерного клуба четко прослеживается зависимость физических объемов наследия от сроков создания ядерного оружия и масштабов его производства. Напомним сроки проведения первых ядерных испытаний: США — 1945 г., Россия (Советский Союз) — 1949 г., Великобритания — 1952 г., Франция — 1960 г., Китай — 1964 г., Индия — 1974 г. Наибольшие объемы ядерного наследия сосредоточены в США и России. Определенная часть ядерного наследия СССР осталась за пределами Российской Федерации — в Казахстане (добыча урана и Семипалатинский полигон), Киргизии (добыча урана) и Узбекистане (добыча урана).

Изначальная схожесть применявшихся технологических процессов и установок и примерно одинаковый объем производства оружейных материалов в США и России предопределили ситуацию, в которой объемы ядерного наследия США и России приблизительно равны. В работе [17] проведено детальное сравнение и сопоставление подходов к реализации программ по ядерному наследию в России и США. Материалы этой работы позволяют сделать вывод о близости реализуемых подходов.

Заключение

1. Нормы Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами, документы МАГАТЭ содержат требования к финансированию вывода из эксплуатации ядерных установок и разработке плана вывода из эксплуатации.

2. В большинстве зарубежных стран имеются законодательные и регулирующие требования к разработке плана вывода из эксплуатации и оценке его стоимости с периодической (от 1 года до 5 лет) переоценкой стоимости. Оценка стоимости в обязательном порядке базируется на предполагаемой стратегии вывода из эксплуатации и предполагаемом конечном состоянии.

3. Объем деятельности по выводу из эксплуатации включает, как правило, демонтаж оборудования и зданий, реабилитацию площадки, обращение с отходами от вывода из эксплуатации, включая долговременное хранение и (или) захоронение.

4. В зарубежной практике используются различные подходы к оценке стоимости вывода из эксплуатации в зависимости от того, служат ли они целям определения объема будущих финансовых обязательств или же являются составной частью разработки проекта вывода из эксплуатации перед выполнением работ. Как правило, на национальном уровне установлена процедура такой оценки.

5. Методы расчета оценки стоимости вывода из эксплуатации варьируются, в одних странах это предоставляется на усмотрение оператора, в других странах операторам предписано использование тех или иных подходов (как правило, с возможностью выбора). Превалируют методы, базирующиеся на планировании жизненного цикла объекта, с использованием наихудшего сценария для определения границ возможных затрат.

6. Финансирование деятельности по выводу из эксплуатации предусматривает, как правило, создание специализированных накопительных фондов. Отдельные страны требуют, чтобы средства на вывод из эксплуатации ядерных реакторов были зарезервированы до начала эксплуатации. Ряд объектов, таких как исследовательские реакторы, не охватываются фондами, их вывод из эксплуатации финансируется непосредственно из бюджета.

7. Начальные этапы реализации программ по ядерному оружию реализовывались без учета изложенных выше подходов, что предопределило ответственность государств за решение накопленных при этом проблем. Эта ответственность на практике реализуется через разработку специальных программ и их финансирование за счет государственных средств.

Литература

1. Safeguards. Review and commentary on site end-points and radioactively contaminated land management. Smith Enviro Consulting Limited. Ciria, London, 2007. — P. 40.
2. IAEA. Decommissioning of Facilities. General Safety Requirements Part 6 No. GSR Part 6. -Vienna, IAEA, 2014 — 23 P.
3. Site End State Definition Process. NDA Report, Document No EGR015. NDA, Engineering Directorate, 05/07/06. — P.14.
4. Конвенция о ядерной безопасности. Принята в Вене 17 июня 1994 года.
5. Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Принята в Вене 5 сентября 1997 года
6. основополагающие принципы безопасности. Основы безопасности № SF-1. МАГАТЭ, Вена. 2007. — 34 С.
7. Specific Safety Guide SSG-12: Licensing process for nuclear installations/ — Vienna, IAEA, 2010. — P.80.
8. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности, 2007 г.

ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

9. Требования безопасности WS-R-5. Снятие с эксплуатации установок, в которых используется радиоактивный материал. МАГАТЭ, Вена, 2009. — 41 С.
10. Comparison among different decommissioning funds methodologies for nuclear installations/ Final Report on behalf of the European Commission Directorate-General Energy and Transport, H2 Service Contract TREN/05/NUCL/S07.55436. — EC-EAEC, Brussels-Luxemburg, 2007. — P. 170.
11. On-site disposal as a decommissioning strategy. IAEA-TECHDOC-1124. — Vienna, IAEA, 1999. — P. 94.
12. Cost Estimation for Decommissioning. An International Overview of Cost Elements, Estimation Practices and Reporting Requirements. — OECD, NEA, 2010. — P. 80.
13. A Proposed Standardised List of Items for Costing Purposes in the Decommissioning of Nuclear Installations. Interim Technical Document. — OECD, NEA, 1999. — P. 103.
14. International Structure for Decommissioning Costing (ISDC) of Nuclear Installations. — OECD, NEA No.7088, 2012. — P 191
15. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. — Под общей редакцией Е.В. Евстратова, А.М. Агапова, Н.П. Лаверова, Л.А. Большова, И.И. Линге. — 2010 г. — 373 с. — Т1.
16. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Развитие системы обращения с радиоактивными отходами в России. 2013 г. Т2
17. Сравнительный анализ работ по ядерному наследию в атомной промышленности России и США. В печати.

ГЛАВА 2

Современное состояние правового регулирования вывода из эксплуатации в Российской Федерации и перспективы его развития

2.1. Общие тенденции развития атомного права в период 1995–2014 гг.

Начальный этап формирования современного атомного права в Российской Федерации связан с принятием Федерального закона «Об использовании атомной энергии» от 25.11.1995 № 170-ФЗ (далее 170-ФЗ) и принятием в 1996 году Конвенции о ядерной безопасности. Параллельно принимались и другие законы, затрагивающие те или иные аспекты использования атомной энергии, главным образом, в контексте безопасности. К ним относятся Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения», в котором были определены принципы и требования к обеспечению радиационной безопасности, и еще более десяти законодательных актов. Следует отметить, что в ряде случаев нормы, предусмотренные этими законодательными актами, практически не учитывали особенности, присущие использованию атомной энергии. В качестве наиболее яркого примера можно привести сферу технического регулирования (Федеральный закон от 27.12.2002 № 184-ФЗ «О техническом регулировании»). В этот же период предпринимались попытки правового стимулирования отдельных видов деятельности в области использования атомной энергии, как например, в сфере ввоза ОЯТ на длительное технологическое хранение и переработку, однако значимых для практики результатов они не дали. В целом, основные задачи первого этапа формирования атомного права, связанные с формированием регулирующей основы использования атомной энергии, были выполнены.

Второй этап развития законодательства связан с решениями по развитию атомного энергопромышленного комплекса, усилению государственного регулирования безопасности в области использования атомной энергии и ратификацией ряда ключевых международных документов (Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами 1997 г., ратифицирована Федеральным законом от 04.11.2005 № 139-ФЗ; Венская конвенция о гражданской ответственности за ядерный ущерб, 1963 г., ратифицирована Федеральным законом от 21.03.2005 № 23-ФЗ). В рамках этого этапа решены следующие задачи: осуществлены реструктуризация и акционирование атомной отрасли, созданы принципиально новые условия хозяйствования организаций атомного энергопромышленного комплекса (Федеральный закон от 01.12.2007 № 317-ФЗ «О государственной корпорации по атомной энергии «Росатом»»; выработаны пилотные нормы по ряду направлений, в том числе по завершающим стадиям жизненного цикла, которые уже дают опыт правоприменения (Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты», далее — ФЗ о РАО);

усовершенствованы нормы в области государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности (Федеральный закон от 30.11.2011 № 347-ФЗ «О внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации в целях регулирования безопасности в области использования атомной энергии»). Принятие летом 2013 года поправок в 317-ФЗ (Федеральный закон от 02.07.2013 № 188-ФЗ «О внесении изменений в федеральный закон «О государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» и отдельные законодательные акты Российской Федерации») в определенной мере завершило второй этап формирования атомного права России.

Задачи динамичного развития атомной отрасли России, а также практическое развертывание работ по ядерному наследию обуславливают необходимость перехода к следующему этапу развития законодательства в области использования атомной энергии. Наиболее важным блоком решаемых проблем на этом этапе является регулирование вопросов вывода из эксплуатации в рамках нормативно-правового обеспечения заключительных стадий жизненного цикла объектов использования атомной энергии (ЗСЖЦ).

2.2. Вопросы вывода из эксплуатации в современном законодательстве

В системе правового регулирования вопросов вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) весьма важную роль играют международные конвенции. Значительное внимание вопросам вывода из эксплуатации уделено в Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами 1997 г.

Согласно Объединённой конвенции вывод из эксплуатации (в аутентичном переводе конвенции используется тождественный термин «снятие с эксплуатации») включает все меры (комплекс организационных и технических мероприятий, включая процессы дезактивации и демонтажа), ведущие к освобождению ядерной установки, иной, чем установка для захоронения, из-под регулирующего контроля (по российской терминологии — контроля и надзора органа государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии).

Под ядерной установкой Объединённая конвенция понимает гражданскую установку и относящиеся к ней землю, строения и оборудование, где образуются, обрабатываются, используются, подвергаются физическому манипулированию, хранятся или захораниваются радиоактивные материалы в таких масштабах, при которых требуется учитывать фактор безопасности (п. «f» ст. 2). Установки для обращения с отработавшим топливом и установки для обращения с радиоактивными отходами, в том числе ядерные установки в процессе снятия с эксплуатации в том случае, если они определены Договаривающейся Стороной в качестве установки для обращения с радиоактивными отходами (п. «j», «p» ст. 2) не являются, в целях данной конвенции, ядерными установками.

Отметим, что указание на то, что ядерная установка в процессе снятия из эксплуатации может быть определена как установка по обращению с РАО, является важным для дальнейшего рассмотрения следствием понятийного аппарата Объединенной конвенции. В то же время с учетом терминологических отличий (см. раздел 1.1) и особенностей рассмотрения национальных докладов по исполнению обязательств, вытекающих из требований Объединенной конвенции, следует констатировать, что установленные Конвенцией требования обращены к таким категориям объектов ис-

пользования атомной энергии, предусмотренным законодательством Российской Федерации, как ядерные установки, радиационные источники и пункты хранения.

Требования к выводу из эксплуатации установлены статьей 26 Объединённой конвенции предусматривающей, что:

«Каждая Договаривающаяся Сторона принимает надлежащие меры по обеспечению безопасности снятия с эксплуатации ядерной установки. Такие меры предусматривают:

- i) наличие квалифицированного персонала и достаточных финансовых ресурсов;*
- ii) применение положений статьи 24 в отношении радиационной защиты, сбросов и незапланированных и неконтролируемых выбросов в период эксплуатации;*
- iii) применение положений статьи 25 в отношении аварийной готовности; и*
- iv) ведение документального учета информации, важной для снятия с эксплуатации».*

Что касается национальной нормативно-правовой базы в части ЗСЖЦ, то она представляет собой достаточно объемный массив документов (табл. 2.2.1). При этом его нельзя охарактеризовать как полный, сбалансированный и комплексный даже на его верхнем уровне. В особенности это относится к выводу из эксплуатации и реабилитации радиационно загрязненных территорий.

Таблица 2.2.1.

Нормативно-правовое поле ЗСЖЦ

	Объекты и процессы ЗСЖЦ			
	РАО	ОЯТ, ОТВС	ВЭ	Реабилитация, восстановление природной среды
<i>Основные федеральные законы</i>				
ФЗ об использовании атомной энергии (от 21.11.1995 № 170-ФЗ)	+	+	+	–
ФЗ об обращении с РАО (от 11.07.2011 № 190-ФЗ)	+	–	+	–
ФЗ о Госкорпорации «Росатом» (01.12.2007 № 317-ФЗ)	+	+	+	+
ФЗ об охране окружающей среды (от 10.01.2002 № 7-ФЗ)	+	+	+	+
ФЗ о специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязненных участков территории (от 10.07.2001 № 92-ФЗ)	–	+	–	+
ФЗ о санитарно-эпидемиологическом благополучии населения (от 30.03.1999 № 52-ФЗ)	–	–	–	–
ФЗ о радиационной безопасности населения (от 09.01.1996 № 3-ФЗ)	–	–	–	–
Градостроительный кодекс России	–	+	–	–
Земельный кодекс России	+	–	–	+

Продолжение таблицы 2.2.1

	Объекты и процессы ЗСЖЦ			
	РАО	ОЯТ, ОТВС	ВЭ	Реабилитация, восстановление природной среды
<p>Постановления Правительства России в реализации ФЗ об обращении с РАО (от 11.07.2011 № 190-ФЗ):</p> <ul style="list-style-type: none"> – о первичной регистрации РАО [1]; – о передаче РАО на захоронение [2]; – критерии отнесения к РАО [3]; – о порядке создания ЕГС РАО [4]; – о возврате в Россию ОЗИИИ [5]; – об отчислении НО РАО средств на захоронение РАО [6]; – о гос. учёте, контроле и регистрации РАО [7]; – о гос. регулировании тарифов на захоронение РАО [8]; – об отчуждении ПЗ РАО [9]. 	+	–	–	–
<p>Основные Постановления Правительства России, регулирующие обращение с ОЯТ и ОТВС:</p>				
– об отчислениях для формирования резервов [10, 11];	+	+	+	–
– о порядке ввоза в Россию ОТВС ЯР [12];	–	+	–	–
– о Правилах утверждения затрат на обращение с ОТВС [13];	–	+	–	+
– о финансировании специальных экологических программ реабилитации радиационно загрязнённых участков территории [14];	–	+	–	+
– о разработке специальных экологических программ реабилитации радиационно загрязнённых участков территории [15].	–	+	–	+
<p>Основные Постановления Правительства России, регулирующие вывод из эксплуатации ОИАЭ</p>				
– о финансировании работ по ВЭ [16]; об отчислениях для формирования резервов [10, 11]; – о выводе объектов электроэнергетики в ремонт и из эксплуатации [17].	+	+	+	–
<p>Санитарные правила и нормы</p>				
СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)»	+	–	+	–
СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)»	+	–	–	–

Продолжение таблицы 2.2.1

	Объекты и процессы ЗСЖЦ			
	РАО	ОЯТ, ОТВС	ВЭ	Реабилитация, восстановление природной среды
СП 2.6.12040-05 «Обеспечение радиационной безопасности при проектировании, строительстве, эксплуатации и выводе из эксплуатации атомных судов» (СП РБ АС-2005)»	+	+	+	—
СП 2.6.1.2154-06 «Обеспечение радиационной безопасности при комплексной утилизации атомных подводных лодок»	+	+	+	—
СП 2.6.1.2205-07 «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции»	+	+	+	+
СП 2.6.1.45-03 «Обеспечение радиационной безопасности при проектировании, строительстве, эксплуатации и выводе из эксплуатации атомных теплоэлектростанций малой мощности на базе плавучего энергетического блока СП АТЭС-2003»	+	+	+	—
СанПиН 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций»	+	+	—	—
СП 2.6.1.01-04 «Обеспечение радиационной безопасности портов Российской Федерации при заходе и стоянке в них атомных судов, судов атомно-технологического обслуживания и плавучих энергоблоков атомных теплоэлектростанций СПРБП-04»	+	+	—	—
СанПиН 2.6.1.07-03 «Гигиенические требования к проектированию предприятий и установок атомной промышленности (СПП ПУАП-03)»	+	—	+	—
СП 2.6.1.23-05 «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации комплекующего предприятия (СП ВЭ-КП-05)»	+	—	+	+
<p>ФНП, регулирующие вопросы обращения с РАО:</p> <ul style="list-style-type: none"> — Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности (НП-021-2000); — Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности (НП-020-2000); — Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности (НП-019-2000); — Правила обеспечения безопасности при временном хранении радиоактивных отходов, образующихся при добыче, переработке и использовании полезных ископаемых (НП-052-04); — Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности (НП-055-04); — Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения (НП-058-04); — Требования к отчету по обоснованию безопасности пунктов хранения ядерных материалов (НП-066-05); 				

Продолжение таблицы 2.2.1

	Объекты и процессы ЗСЖЦ			
	РАО	ОЯТ, ОТВС	ВЭ	Реабилитация, восстановление природной среды
<ul style="list-style-type: none"> – Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности (НП-069-06); – Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций (НП-002-04); – Правила безопасности при выводе из эксплуатации судов и иных плавсредств с ядерными установками и радиационными источниками (НП-037-11); – Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе объектов ядерного топливного цикла (НП-047-11); – Правила физической защиты радиоактивных веществ и радиационных источников при их транспортировании (НП-073-11); – Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации (НП-067-11); – Основные правила учета и контроля ядерных материалов (НП-030-12). 				
<p>ФНП, регулирующие вопросы обращения с ОЯТ:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-97); – Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АС с реакторами типа ВВЭР (НП-006-98); – Установки по переработке отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности (НП-013-99); – Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомных станций с реакторами на быстрых нейтронах (НП-018-05); – Пункты сухого хранения отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности (НП-035-02); – Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии (НП-061-05). 				
<p>ФНП, регулирующие вопросы ВЭ:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-97); – Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов (НП-007-98); – Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции (НП-012-99); – Общие положения обеспечения безопасности ядерных энергетических установок судов (НП-022-2000); – Требования к содержанию программы вывода из эксплуатации блока атомной станции (РБ-013-2000); – Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок (НП-028-01); – Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных энергетических установок судов (НП-037-02); – Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных установок ядерного топливного цикла (НП-057-04); – Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ) (НП-016-05); – Требования к физической защите судов с ядерными энергетическими установками и судов — транспортировщиков ядерных материалов (НП-085-10); – Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников (НП-038-11); – Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок (НП-033-11); – Правила безопасности при выводе из эксплуатации судов и иных плавсредств с ядерными установками и радиационными источниками (НП-037-11); – Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения (НП-091-14). 				

В основном законодательном акте российского атомного права (170-ФЗ) выводу из эксплуатации посвящена статья 33. Остановимся на её анализе более подробно и в этой связи рассмотрим также ряд смежных законодательных норм.

Статья 33. Вывод из эксплуатации и ограничения эксплуатационных характеристик ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения

Порядок и меры по обеспечению вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения должны быть предусмотрены в проекте объекта использования атомной энергии в соответствии с нормами и правилами в области использования атомной энергии.

Порядок формирования источников финансирования работ по выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения устанавливается Правительством Российской Федерации и должен быть определен до ввода их в эксплуатацию.

Предложения о выводе из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения до израсходования установленного в проекте объекта использования атомной энергии ресурса или предложения об ограничении проектных технико-экономических показателей их работы могут вноситься органами государственной власти Российской Федерации, органами государственной власти субъектов Российской Федерации, а также органами местного самоуправления и общественными организациями (объединениями) при наличии соответствующих обоснований.

Решения о досрочном выводе из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения принимаются органами государственной власти, Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» или органами местного самоуправления в пределах их компетенции, принявшими решения об их сооружении, или соответствующими их правопреемниками и доводятся до сведения эксплуатирующей организации заблаговременно с учетом технологических и экологических возможностей эксплуатирующей организации.

В случае принятия решения о досрочном выводе из эксплуатации или об ограничении эксплуатационных характеристик ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения, не вызванном техническими или экологическими причинами, убытки, причиненные принятием такого решения, подлежат возмещению за счет средств соответствующих органов или Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом», принявших это решение. Решение о возмещении убытков (при наличии спора) принимается в судебном порядке.

В первую очередь отметим, что собственно выводу из эксплуатации посвящены только первые две части рассматриваемой статьи. Для оценки их регулирующей роли напомним, что понятие «вывод из эксплуатации» встречается ранее в статьях 3, 4, 9, 10, 13, 14, 26, 34 170-ФЗ, но нигде не раскрывается.

Отметим также, что разрозненные нормы о выводе из эксплуатации содержатся в ряде других законодательных актов. Так, ст. 39 Федерального закона «Об охране окружающей среды» установлены следующие требования в области охраны окружающей среды при выводе из эксплуатации зданий, строений, сооружений и иных объектов:

- вывод из эксплуатации зданий, строений, сооружений и иных объектов осуществляется в соответствии с законодательством в области охраны окружающей среды и при наличии утвержденной в установленном порядке проектной документации;
- при выводе из эксплуатации должны быть разработаны и реализованы мероприятия по восстановлению природной среды, в том числе воспроизводству компонентов природной среды, в целях обеспечения благоприятной окружающей среды.

Кроме того, п. 6 статьи 40 Федерального закона «Об охране окружающей среды» содержит требование, согласно которому проекты размещения ядерных установок (в том числе атомных станций), радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, пунктов хранения, хранилищ радиоактивных отходов должны содержать решения, обеспечивающие безопасный вывод их из эксплуатации или закрытие пунктов захоронения радиоактивных отходов.

Базовый закон, регулирующий отношения по строительству объектов капитального строительства, их реконструкции, капитальному ремонту, а также по эксплуатации зданий, сооружений (градостроительные отношения) — Градостроительный кодекс Российской Федерации, содержит, к сожалению, только беглое упоминание такой важной стадии жизненного цикла любого объекта, как вывод из эксплуатации; так, п.2 ст.55.26 гласит, что «эксплуатация зданий, сооружений прекращается после их вывода из эксплуатации в случае, если это предусмотрено федеральными законами, а также в случае случайной гибели, сноса зданий, сооружений».

При этом пункт 14 ст. 48 Градостроительного кодекса, регламентирующей отношения в области архитектурно-строительного проектирования и определяющей в том числе требования к составу проектной документации ОИАЭ (включая ядерные установки, пункты хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, пункты хранения радиоактивных отходов), предусматривает, что эта документация должна содержать перечень мероприятий по гражданской обороне, мероприятий по предупреждению чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера, мероприятий по противодействию терроризму. Т.е. приведенные выше требования атомного законодательства и законодательства об охране окружающей среды в части вывода указанных объектов из эксплуатации фактически остались без внимания в Градостроительном кодексе.

В Федеральном законе от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» имеется понятие «вывод из эксплуатации пункта хранения РАО»: деятельность, которая осуществляется после удаления РАО из пункта их хранения и направлена на приведение его в состояние, исключающее дальнейшее использование этого пункта для хранения РАО и обеспечивающее безопасность населения и окружающей среды. В отношении пунктов хранения необходимо сделать оговорку, связанную с тем, что термин «пункты хранения» в соответствии со ст. 3 170-ФЗ включает и такой класс объектов как пункты захоронения, заключительной стадией которых является не вывод из эксплуатации, а закрытие.

С позиций жизненного цикла вывод из эксплуатации ОИАЭ представляет собой деятельность (комплекс организационных и технических мероприятий), осуществляемую после его окончательного останова. Эта деятельность должна быть осуществлена безопасно, а её результатом должно стать некоторое состояние, как минимум исключающее его использование по прежнему целевому назначению. Это состояние

должно быть безопасным для населения и окружающей среды, при этом, исходя из норм ст.39 Федерального закона «Об охране окружающей среды», некая достаточно неопределенно обозначенная часть природной среды должна быть восстановлена.

За рамками правовой определенности, которая могла бы стать основой для развития современной правоприменительной практики, в настоящее время остается слишком много вопросов, например: для всех ли ОИАЭ вывод из эксплуатации как самостоятельный и лицензируемый вид деятельности должен иметь место? Обязательно ли достижение конечного состояния должно сопровождаться каким-то решением органов регулирования безопасности? Как быть с ранее созданными объектами, проекты которых не содержали предписываемые порядок и меры?

В связи с неопределенностью термина «вывод из эксплуатации» в 170-ФЗ основным источником толкования становятся федеральные нормы и правила (ФНП), которые следующим образом определяют это понятие применительно к тому или иному объекту:

- **вывод из эксплуатации объекта использования атомной энергии** — деятельность, осуществляемая после прекращения эксплуатации ОИАЭ, исключающая его использование по проектному назначению вплоть до полного или частичного освобождения от радиационного контроля органов государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии (НП-091-14);
- **вывод из эксплуатации ядерной установки ЯТЦ** — деятельность, осуществляемая после прекращения эксплуатации ядерной установки ЯТЦ, исключающая ее использование по проектному назначению и направленная на обеспечение безопасности работников (персонала), населения и окружающей среды вплоть до освобождения от регламентации норм радиационной безопасности (НП-057-04);
- **вывод блока АЭС из эксплуатации** — процесс осуществления комплекса мероприятий после удаления ЯТ, исключающий использование блока в качестве источника энергии и обеспечивающий безопасность персонала, населения и окружающей среды;
- **вывод из эксплуатации ЯЭУ судна** — осуществление комплекса мероприятий после удаления ЯТ, исключающего использование ЯЭУ судна в качестве источника энергии и обеспечивающего безопасность персонала, населения и окружающей среды (НП-037-02);
- **вывод из эксплуатации ИЯУ** — деятельность, осуществляемая после удаления ЯМ с площадки ИЯУ, направленная на достижение заданного конечного состояния ИЯУ и ее площадки (НП-028-01);
- **вывод из эксплуатации РИ** — деятельность по осуществлению комплекса организационных и технических мероприятий, исключающая дальнейшее использование РИ по назначению и обеспечивающая безопасность персонала, населения и окружающей среды (НП-038-02);
- **вывод из эксплуатации ПВХ РАО** — деятельность по осуществлению комплекса организационных и технических мероприятий, исключающая дальнейшее использование ПВХ РАО в соответствии с его проектным назначением.

Отметим особенности этих определений. Только в нескольких случаях в качестве конечной цели упоминается освобождение от регулирующего контроля по радиационному признаку. Во всех остальных случаях эти вопросы, а также вопросы восстановления окружающей среды или реабилитации радиационно загрязненных территорий не затрагиваются.

Статьей 33 170-ФЗ предусмотрено, что порядок и меры по обеспечению вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения должны быть предусмотрены в проекте ОИАЭ в соответствии с ФНП.

Отметим две особенности этой формулировки. Во-первых, отсылку к проектам, в том числе в отношении ранее созданных объектов, и слабую нормативность понятия «порядок и меры». Эта особенность стала причиной практики откладывания решений, в том числе в рамках регулирования безопасности. Так, например, НП-001-97 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» устанавливается, что вывод АЭС (блока АЭС) из эксплуатации должен учитываться при проектировании, а также эксплуатации, техническом обслуживании и ремонте. Пунктом 5.6.2 этого документа предусмотрено, что эксплуатирующая организация АС должна обеспечить разработку программы вывода блока АС из эксплуатации не позднее, чем за пять лет до истечения проектного срока службы блока АС. Таким образом, формирование программы откладывается на период более 30 лет с начала эксплуатации объекта.

Другим нормативным документом устанавливается требование о наличии в проекте строительства блока АЭС решений, направленных на обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации (п. 2.1.1 НП-012-99 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции»). Перечисленные в документе меры действительно необходимы и важны для вывода из эксплуатации, но не являются достаточными для завершения жизненного цикла объекта в контексте требований Объединенной конвенции, то есть для демонтажа, дезактивации и снятия с регулирующего контроля. Эту недостаточность демонстрирует уже следующий пункт (п. 2.1.2), в котором устанавливаются требования по наличию в проекте «концепции вывода из эксплуатации с описанием вариантов вывода из эксплуатации блока АЭС, включающая в себя описание возможных переходов между ними». Понятно, вариантное описание конечного состояния без требования определения выбранного варианта не дает эффективной основы для подготовки к выводу из эксплуатации.

В условиях чрезвычайно широкого диапазона конструктивных решений объектов, относимых к категориям «ядерная установка», «радиационный источник» и «пункт хранения», устанавливать единообразные подходы в части вывода из эксплуатации неверно, и это уже признается на нормативном уровне. Так, принятые недавно ФНП «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения (НП-091-14)» закрепили весьма важную норму, согласно которой «на всех стадиях жизненного цикла ОИАЭ, предшествующих его выводу из эксплуатации, должно осуществляться планирование вывода из эксплуатации ОИАЭ на основе дифференцированного подхода в зависимости от сложности и специфики ОИАЭ, площадки (места) его размещения, а также от категории его потенциальной радиационной опасности».

В то же время очевидно, что без установления законодательной основы дифференциации вариантов завершения жизненного цикла и требований к ним, а также развития механизма правоприменения данная норма будет носить декларативный характер.

Согласно указанному выше документу «**вариант вывода из эксплуатации объекта использования атомной энергии** — один из способов поэтапного достижения заданного конечного состояния ОИАЭ при выводе из эксплуатации». К таким вариантам относятся ликвидация, консервация, конверсия и их сочетания для сложных объектов.

Ликвидация как вариант вывода из эксплуатации предусматривает дезактивацию оборудования, зданий и сооружений, ликвидацию радиоактивных загрязнений до приемлемого в соответствии с нормами уровня, демонтаж оборудования, систем, конструкций и строительных сооружений, содержащих радиоактивные вещества и материалы, удаление всех РАО с площадки объекта, а также реабилитацию площадки объекта в целях дальнейшего использования.

Консервация предусматривает локализацию радиоактивно загрязненных компонентов оборудования, строительных конструкций на месте с созданием необходимых физических барьеров, исключающих несанкционированный доступ в зону локализации и нерегламентированный выход радиоактивных веществ в окружающую среду.

Конверсия ОИАЭ — комплекс организационных и технических мероприятий, направленных на изменение целевого назначения основных сооружений, зданий, инженерных систем и оборудования данных объектов для ведения иных видов практической деятельности, в том числе в области использования атомной энергии.

Таким образом, российская нормативно-правовая база в отсутствие четкого законодательного установления требований по выводу из эксплуатации возлагает обязанность по разработке программы вывода конкретного объекта из эксплуатации на эксплуатирующую организацию, в то же время не обременяя её требованиями четкого и заблаговременного определения конечного состояния объекта.

Аналогична ситуация с финансовым обеспечением вывода из эксплуатации, фрагментарно урегулированным в отдельных статьях 170-ФЗ (33 и 34), Налогового кодекса РФ (п. 33 п. 1 ст. 264), а также в ряде постановлений Правительства РФ. В соответствии со ст. 33 источники финансирования работ по выводу ОИАЭ из эксплуатации должны быть определены еще до ввода объекта в эксплуатацию. Порядок формирования источников финансирования работ по выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения устанавливается Правительством РФ и должен быть определен до ввода их в эксплуатацию.

В соответствии со статьей 34 170-ФЗ эксплуатирующая организация совместно с соответствующими органами управления использованием атомной энергии создает специальный фонд для финансирования затрат, связанных с выводом из эксплуатации ядерной установки, радиационного источника или пункта хранения, с обращением с ОЯТ, и для финансирования научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию и повышению безопасности этих объектов. Источники образования и порядок использования данного фонда устанавливаются Правительством РФ.

Для реализации этих норм принято постановление Правительства РФ от 02.04.1997 № 367 «О финансировании работ по выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию и повышению безопасности этих объектов». Это постановление следует рассматривать как первую попытку разделить финансовую ответственность за вывод из эксплуатации между государством и эксплуатирующей организацией. Постановление определяет различный порядок формирования фондов для двух типов эксплуатирующих организаций:

- в отношении организаций, осуществляющих деятельность за счет средств федерального бюджета и (или) средств бюджетов субъектов РФ, предусмотрено, что финансирование вывода из эксплуатации осуществляется в рамках отраслевых или региональных программ вывода из эксплуатации объектов,

разрабатываемых органами управления использованием атомной энергии и органами исполнительной власти субъектов РФ, в ведении которых находятся объекты, на основании предложений эксплуатирующих организаций;

- в отношении организаций, объекты которых находятся в федеральной собственности, осуществляющих деятельность на основе полного или частичного самофинансирования за счет реализации товарной продукции, предусмотрено, что основным источником финансирования работ по выводу из эксплуатации объектов и выполнению научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по повышению безопасности выводимых из эксплуатации объектов являются отчисления, включаемые в себестоимость товарной продукции (работ, услуг) эксплуатирующих организаций.

Постановлением было определено, что нормативы отчислений в специальный фонд, включаемых в себестоимость товарной продукции (работ, услуг), для вновь вводимых в действие объектов устанавливаются с момента ввода их в эксплуатацию. Для действующих объектов в обоснованных случаях также предусматривалось, что дополнительным источником финансирования работ по выводу этих объектов из эксплуатации могут быть средства федерального бюджета.

Позже положения об отчислениях на ВЭ появились в Налоговом кодексе РФ. В порядке реализации положений НК были приняты Правила отчисления организациями, эксплуатирующими особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты (кроме атомных станций), средств для формирования резервов, предназначенных для обеспечения безопасности указанных производств и объектов на всех стадиях их жизненного цикла и развития, утвержденные постановлением Правительства РФ от 21.09.2005 № 576, и Правила отчисления предприятиями и организациями, эксплуатирующими особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты (атомные станции), средств для формирования резервов, предназначенных для обеспечения безопасности атомных станций на всех стадиях их жизненного цикла и развития, утвержденные постановлением Правительства РФ от 30.01.2002 № 68. Установлено, что норматив отчисления эксплуатирующими организациями средств для формирования резерва, предназначенного для финансирования затрат по обеспечению вывода из эксплуатации атомных станций и проведения научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию и повышению безопасности выводимых из эксплуатации объектов (как и нормативы отчисления средств для формирования иных резервов), утверждаются Госкорпорацией «Росатом». Норматив устанавливается на основании программы мероприятий, подготовленной эксплуатирующей организацией в целях реализации программы деятельности Госкорпорации на долгосрочный период, в размере не выше 3,2 процента выручки, полученной от реализации товаров (работ, услуг), связанных с использованием атомной энергии. Постановлением предусмотрено, что формирование данного резерва носит накопительный характер. При этом никаких реальных предпосылок для аккумуляции средств на период времени, сопоставимый с длительностью периода эксплуатации объекта, не сформулировано.

Федеральным законом от 01.12.2007 № 317-ФЗ «О государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» предусмотрено формирование за счет отчислений предприятий и организаций, эксплуатирующих особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты, пяти специальных резервных фондов, один из которых предназначен для финансирования расходов, связанных с выво-

дом из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников или пунктов хранения, обращением с отработавшим ядерным топливом, и финансирования научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию и повышению безопасности этих объектов. В соответствии с указанным законом средства фонда финансирования расходов, связанных с выводом из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников или пунктов хранения, обращением с отработавшим ядерным топливом, и финансирования научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию и повышению безопасности этих объектов аккумулируются на банковском счете Госкорпорации в Центральном банке РФ.

Наличие источников финансирования вывода из эксплуатации является также условием признания организации пригодной эксплуатировать ядерную установку, радиационный источник или пункт хранения и условием получения лицензии в области использования атомной энергии. Эти нормы зафиксированы в постановлении Правительства РФ от 17.02. 2011 № 88 об эксплуатирующей организации, постановлении Правительства РФ от 29.03.2013 № 280 о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии, Административном регламенте по исполнению Ростехнадзором государственной функции по лицензированию деятельности в области использования атомной энергии (приказ МПР РФ от 16.11.2008 № 262).

Несмотря на большое количество указаний на необходимость наличия финансового обеспечения вывода из эксплуатации, действующие документы решают только одну задачу — обеспечивают возможность финансирования за счет себестоимости некоторых работ, напрямую не связанных с производством продукции, а именно по подготовке к выводу из эксплуатации. За рамками правовых норм остается обеспечение требования достаточности средств на вывод из эксплуатации и ряд других. В период выработки норм 170-ФЗ, в условиях исключительно государственной или (в небольшом объеме) муниципальной собственности и неопределенности затрат на обращение с РАО, подобная ситуация являлась вполне приемлемой. В современной ситуации, характеризующейся наличием различных форм собственности на ОИАЭ, требуется установление более строгих норм. Это необходимо и в контексте полноценной реализации требований Объединенной конвенции.

Очевидно, что реализация принципа достаточности финансовых ресурсов невозможна при отсутствии конкретного описания конечного состояния объекта. А для российской практики, как уже отмечалось, характерна именно их вариантность. Таким образом, неполное регулирование вопроса достаточности финансовых ресурсов на вывод из эксплуатации является одним из немногих, но принципиальных моментов, по которым 170-ФЗ должен быть уточнен для соответствия требованиям Объединенной конвенции. Подробнее о реализации требования достаточности финансовых ресурсов см. в Комментариях к 170-ФЗ [18].

Отметим также, что в статье 33 170-ФЗ не конкретизируются стадии жизненного цикла применительно к каждому из типов ОИАЭ. Несмотря на наименование статьи 33, ее содержание большей частью посвящено принятию решений о досрочном выводе из эксплуатации и об ограничении эксплуатационных характеристик ОИАЭ, оставляя без внимания другие важные вопросы вывода из эксплуатации.

Во-первых, решения о выводе из эксплуатации объектов и об ограничении проектных технико-экономических показателей их работы, имеют принципиально разные последствия. Прекращение эксплуатации в проектных показателях и тем

более останов объекта связаны с убытками эксплуатирующей организации, если эксплуатация рентабельна. Решение о выводе из эксплуатации — это неизбежные затраты, причем существенно больших объемов. В целом в рамках данной статьи нет четких различий между понятием «окончательный останов до истечения проектных сроков эксплуатации» и понятием «вывод из эксплуатации». Этим же, по-видимому, объясняется и отсутствие упоминания наличия источников финансирования работ среди условий принятия решения. В части 3 статьи упоминаются лишь технологические и экологические возможности. Во-вторых, нормы статьи 33 абсолютно не увязаны с нормами гл. V 170-ФЗ, предполагающими полномочие органов государственного регулирования безопасности определять наличие «соответствующих обоснований» как в рамках процедур лицензирования, так и в рамках процедур надзора и контроля.

В целом же можно отметить неполноту и нечеткость законодательных норм, регламентирующих отношения в области вывода из эксплуатации, и, в том числе, в части принятия решений о выводе ОИАЭ из эксплуатации. Так, в соответствии со ст. 9 170-ФЗ решение о выводе из эксплуатации ОИАЭ, находящихся в федеральной собственности либо имеющих федеральное или межрегиональное значение, в том числе расположенных на территориях закрытых административно-территориальных образований, принимает Правительство РФ. Однако уже в ст. 10 мы сталкиваемся с противоречием: федеральные органы принимают решения о сооружении указанных объектов, находящихся в федеральной собственности либо имеющих федеральное или межрегиональное значение, и о выводе указанных объектов из эксплуатации. Статьи 11 и 12, в которых должны были бы быть предусмотрены соответствующие полномочия в отношении объектов, находящихся в собственности субъектов РФ и собственности муниципальных образований, ограничиваются лишь вопросами принятия решений о размещении и сооружения объектов, не охватывая этап вывода из эксплуатации. Вообще не урегулирован вопрос принятия решений по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии, находящихся в собственности юридических лиц.

Поэтому суммируя основные направления развития нормативной правовой базы, регулирующей вывод из эксплуатации, отметим, что в рамках 170-ФЗ и сопряженных с ним законодательных актах необходимо:

1) конкретизировать содержание понятия «вывод из эксплуатации», «реабилитация», «проектная документация по выводу из эксплуатации», «прекращение эксплуатации (окончательный останов) объекта» и другие ключевые понятия в этой области;

2) урегулировать вопрос принятия решений о прекращении эксплуатации и выводе из эксплуатации ОИАЭ, включая определение соответствующих полномочий органов исполнительной власти субъектов РФ и органов местного самоуправления (ст. 11 и 12) в отношении находящихся в их собственности объектов, а также уточнить полномочия Правительства РФ, федеральных органов исполнительной власти и организаций в этой области (ст. 9 и 10, 20, 34);

3) разделить ответственность (или создать предпосылки для такого разделения) за вывод из эксплуатации между государством и эксплуатирующей организацией в отношении объектов, эксплуатация которых завершится в ближайшие годы или уже завершена (в том числе и в отношении обращения с образующимися при выводе из эксплуатации РАО);

4) решить вопрос создания механизмов финансирования вывода из эксплуатации, учитывающих длительность процессов эксплуатации и собственно вывода из эксплуатации, длительное нахождение части объектов в государственной собственности и связанное с ним разделение ответственности, а также (возможно) ответственность собственников объектов. Эти механизмы должны гарантировать наличие к моменту останова объекта достаточного количества средств для проведения работ по выводу из эксплуатации в полном объеме, включая средства юридических лиц и государства (последний вопрос нуждается в дополнительном исследовании);

5) создать механизмы, гарантирующие достижение конечного состояния выводимого из эксплуатации ОИАЭ в установленные сроки.

2.3. Перспективы развития законодательного регулирования вопросов вывода из эксплуатации

Достаточно очевидные пробелы в действующем законодательстве инициировали большое количество предложений по развитию законодательного регулирования вопросов вывода из эксплуатации. Однако их быстрая и полная реализация в близкой перспективе (2015-2016 гг.) вряд ли состоится в силу ряда общих и специфических причин.

Понимание необходимости развития законодательных основ, в том числе подкрепленное утвержденными ранее решениями, планами и итогами предшествующих работ по комплексному анализу законодательства, также включает понимание необходимости взаимосвязки этого развития с мерами по развитию атомного права в целом. В том числе: требуется гармонизация законодательства Российской Федерации с международными нормами, осуществляемая на основе правоприменительной практики, с учетом положений Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, которые предусматривают повышение международных требований к безопасности ОИАЭ и, как следствие, гармонизацию норм ядерной и радиационной безопасности на глобальном уровне. Законодательные основы должны задавать более строгие рамки для системы подзаконных актов, в том числе в разных сегментах регулирования безопасности. В этом плане задача углубленной проработки вариантов синхронизации и разграничения зон правового регулирования федеральных норм и правил, стандартов и технических регламентов представляется крайне актуальной.

Текущий этап переосмысления темпов и содержания экономического развития Российской Федерации не вполне благоприятен для любых законодательных инициатив, несущих дополнительную нагрузку на федеральный бюджет и на эксплуатирующие организации. Приведение законодательного регулирования в соответствие с международными обязательствами (Объединенная конвенция) должно осуществляться поэтапно с учетом того, что уже принятые законы и нормативные акты и реализуемые меры по ликвидации исторического наследия являются крупными шагами, достаточными для доказательства следования Российской Федерации требованиям Объединенной конвенции. Достаточное количество примеров этого дают регулярно подготавливаемые Национальные доклады Российской Федерации по исполнению обязательств, вытекающих из Объединенной конвенции [19].

Более того, организации отрасли должны иметь возможность планирования своей деятельности с учетом проектируемых нормативно-правовых конструкций, предполагающих введение новых требований и иметь период адаптации к этим требованиям.

Задача гармонизации в сфере вывода из эксплуатации также имеет свои специфические черты, связанные с радиационной безопасностью человека и окружающей среды на долгосрочный период. Состояние регулирования в этой области, является, с одной стороны противоречивым и даже, в отдельных аспектах избыточным (радиационная защита человека), а с другой — далеко не полным (например, отсутствие конкретных требований по радиационной защите объектов живой природы и обеспечению экологической безопасности в области использования атомной энергии). В этой связи актуальным является формирование научно-методической основы для корректного и обоснованного задания требований нормативных актов, а затем и планирования оптимальных сроков их введения в действие. В наибольшей степени эта задача актуальна в отношении законодательных и иных требований в части охраны окружающей среды и конечного состояния реабилитируемых территорий.

С учетом изложенных причин наиболее вероятно поэтапная трансформация законодательства с решением на первом этапе вопросов уточнения и разграничения компетенции отдельных органов и организаций в этой области, для чего предлагается внести соответствующие изменения в статьи 9, 10, 20 и 33 170-ФЗ, а также в ст. 7 Федерального закона от 01.12.2007 № 317-ФЗ «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». Целесообразно рассмотреть также вопрос о внесении корреспондирующих изменений в Градостроительный кодекс Российской Федерации.

Немаловажной является и задача уточнения понятий и полномочий в сфере вывода из эксплуатации и унификации требований и процедур вывода из эксплуатации ядерной установки, радиационного источника и пунктов хранения, в том числе путем дополнения полномочий Правительства Российской Федерации полномочиями по определению порядка принятия решения о прекращении эксплуатации ОИАЭ и выводе из эксплуатации. Соответствующие изменения также можно внести в статьи 9 и 33 170-ФЗ.

В акте Правительства Российской Федерации о порядке принятия решения о прекращении эксплуатации объектов и выводе их из эксплуатации в этом случае возможно определение состава, порядка разработки, рассмотрения, согласования и утверждения проектной документации на вывод из эксплуатации ОИАЭ и реабилитации загрязненных территорий, а также выбора и обоснования стратегии вывода из эксплуатации, критериев достижения конечного состояния по выбранной стратегии и иных вопросов вывода из эксплуатации.

На втором этапе, с учетом долговременного характера процессов эксплуатации и вывода из эксплуатации ОИАЭ, их длительного нахождения в государственной собственности и связанной с этим необходимости разграничения ответственности и бремени содержания «прошлого» и «нынешнего» собственников и необходимости обеспечения в соответствии с нормами Объединенной конвенции достаточности средств для проведения работ по выводу из эксплуатации в полном объеме, возможны решения по оптимальной и экономически целесообразной схеме совершенствования механизмов финансирования вывода из эксплуатации. На этом же этапе возможно формирование полной законодательной и иной нормативной правовой базы, определяющей: права, обязанности и ответственность субъектов указанной деятельности; статус объекта после его окончательного останова для вывода из эксплуатации; критерии, характеризующие конечное состояние ОИАЭ и территории санитарно-защитной зоны после вывода из эксплуатации для ограниченного и неограниченного использования.

Литература

1. Постановление Правительства РФ от 25.07.2012 № 767 «О проведении первичной регистрации радиоактивных отходов».
2. Постановление Правительства РФ от 10.09.2012 № 899 «Об утверждении Положения о передаче радиоактивных отходов на захоронение, в том числе радиоактивных отходов, образовавшихся при осуществлении деятельности, связанной с разработкой, изготовлением, испытанием, эксплуатацией и утилизацией ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения».
3. 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».
4. Постановление Правительства РФ от 19.11.2012 № 1185 «Об определении порядка и сроков создания единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами».
5. Постановление Правительства РФ от 19.11.2012 № 1186 «Об утверждении Положения о возврате в Российскую Федерацию отработавшего закрытого источника ионизирующего излучения, произведенного в Российской Федерации, и возврате отработавшего закрытого источника ионизирующего излучения в страну поставщика закрытого источника ионизирующего излучения».
6. Постановление Правительства РФ от 19.11.2012 № 1187 «Об утверждении Правил отчисления национальным оператором по обращению с радиоактивными отходами части поступающих при приеме радиоактивных отходов от организаций, не относящихся к организациям, эксплуатирующим особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты, средств в фонд финансирования расходов на захоронение радиоактивных отходов».
7. Постановление Правительства РФ от 19.11.2012 № 1188 «О порядке осуществления государственного учета и контроля радиоактивных отходов, в том числе регистрации радиоактивных отходов и пунктов хранения радиоактивных отходов, органом государственного управления в области обращения с радиоактивными отходами».
8. Постановление Правительства РФ от 03.12.2012 № 1249 «О порядке государственного регулирования тарифов на захоронение радиоактивных отходов».
9. Постановление Правительства РФ от 14.08.2013 № 698 «Об утверждении Положения об отчуждении пунктов захоронения радиоактивных отходов, находящихся в собственности юридических лиц, в собственность органа государственного управления в области обращения с радиоактивными отходами».
10. Постановление Правительства РФ от 30.01.2002 № 68 «Об утверждении Правил отчисления предприятиями и организациями, эксплуатирующими особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты (атомные станции), средств для формирования резервов, предназначенных для обеспечения безопасности атомных станций на всех стадиях их жизненного цикла и развития».
11. Постановление Правительства РФ от 21.09.2005 № 576 «Об утверждении Правил отчисления организациями, эксплуатирующими особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты (кроме атомных станций), средств для формирования резервов, предназначенных для обеспечения безопасности указанных производств и объектов на всех стадиях их жизненного цикла и развития».
12. Постановление Правительства РФ от 11.07.2003 № 418 «О порядке ввоза в Российскую Федерацию облученных тепловыделяющих сборок ядерных реакторов».
13. Постановление Правительства РФ от 22.09.2003 № 587 «О Правилах утверждения затрат на обращение с облученными тепловыделяющими сборками ядерных реакторов и продуктами их переработки».
14. Постановление Правительства РФ от 22.09.2003 № 588 «Об утверждении Положения о финансировании специальных экологических программ реабилитации радиационно загрязненных участков территории».
15. Постановление Правительства РФ от 14.06.2002 № 421 «Об утверждении Положения о разработке специальных экологических программ реабилитации радиационно загрязненных участков территории».
16. Постановление Правительства РФ от 02.04.1997 № 367 «О финансировании работ по выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, научно — исследовательских и опытно — конструкторских работ по обоснованию и повышению безопасности этих объектов».
17. Постановление Правительства РФ от 26.07.2007 № 484 «О выводе объектов электроэнергетики в ремонт и из эксплуатации».
18. Ельфимова Т.Л., Черникова О.В., Потемкина Л.В. и др. Комментарий к Федеральному закону от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» (под общей редакцией Ельфимовой Т.Л.). — М.: Издательство «Комтехпринт», 2013.
19. Третий Национальный доклад Российской Федерации по исполнению обязательств, вытекающих из Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Ростехнадзор, Госкорпорация «Росатом», М.: Издательство «Комтехпринт», 2012.

ГЛАВА 3

Итоги начальных этапов работ по выводу из эксплуатации

Существовавшая в советский период экономическая система не предусматривала необходимости создания механизмов финансирования работ по выводу из эксплуатации. Предполагалось, что у государства в необходимый период времени окажутся ресурсы для решения указанной задачи. В последующие годы реформирования экономики и экономического кризиса работы по выводу из эксплуатации также не относились к приоритетным. В эти годы предпринимались попытки разработки предложений по программам (государственным, федеральным целевым, отраслевым) в области вывода из эксплуатации. Однако наладить их должное финансирование не удавалось [1]. В период с конца 1990-х до 2006 года отраслевыми работами по выводу из эксплуатации руководило Управление экологии и вывода из эксплуатации сначала Минатома России, а затем и Федерального агентства по атомной энергии. Основным направлением деятельности Управления было развертывание работ по утилизации атомных подводных лодок и бывших береговых технических баз военно-морского флота. Эта большая и сложная работа в определенной мере заслоняла вопросы вывода из эксплуатации базовых производств атомной промышленности. Основной объем работ по выводу из эксплуатации был сосредоточен в эксплуатирующих организациях. В целом работы по выводу из эксплуатации носили разрозненный и фрагментарный характер.

При этом понимание того, что для эффективного вывода из эксплуатации в ряде случаев (наличие продуктов активации, свежих продуктов деления) рациональна отсрочка, дополнялось и пониманием того, что этот временной резерв во многих случаях уже упущен. Поясним это обстоятельство. Существует оптимальный диапазон времени для вывода из эксплуатации, определяющийся главным образом двумя факторами — радиоактивным распадом и деградацией элементов конструкции установок. На рис. 3.1.1 представлена классическая картина, демонстрирующая целесообразность выдержки перед началом демонтажа реакторных конструкций. Два этих конкурирующих процесса идут с различной динамикой (рис. 3.1.2). Быстрый распад основных групп радиоактивных веществ, важных для вывода из эксплуатации, реализуется в достаточно ограниченные сроки. Затем улучшение радиационной обстановки характеризуется все меньшими темпами. Проницаемость основных защитных барьеров, будучи изначально достаточно низкой, с течением времени начинает быстро возрастать, причем с увеличивающейся скоростью.

Поэтому важно не упустить период времени, когда есть положительный эффект, связанный с распадом, а конструкции еще сохраняют свою целостность. Решающим фактором является проницаемость защитных барьеров.

Вопросы обеспечения режима нераспространения, физической защиты и снижения террористических угроз которые, которые выходят за рамки данной монографии, постоянно оставались в сфере чрезвычайного внимания организаций отрасли и органа государственного управления. Несмотря на ограниченность централизованного финансирования в организациях отрасли реализовывались необходимые для

обеспечения безопасности работы, в том числе в форме программ и планов, в ряде случаев финансируемых Минатомом России. Часть из этих работ представлена в главе 7 тома 1, а некоторые представлены в рамках первого раздела данной главы.

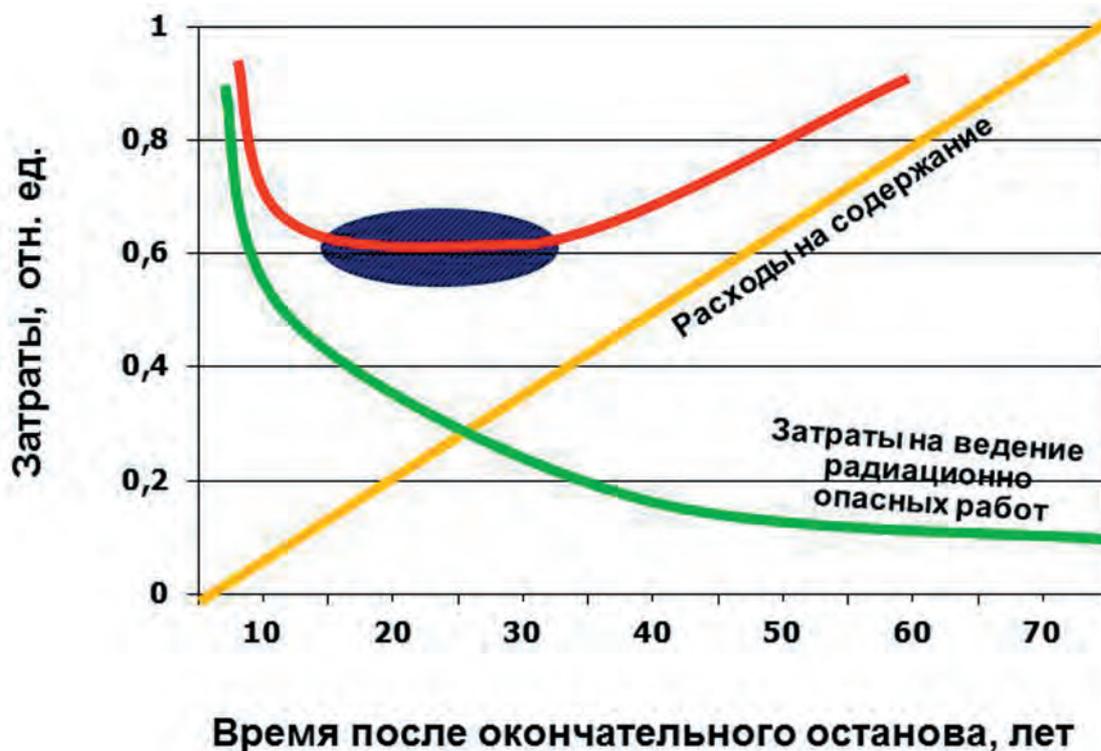


Рис. 3.1.1

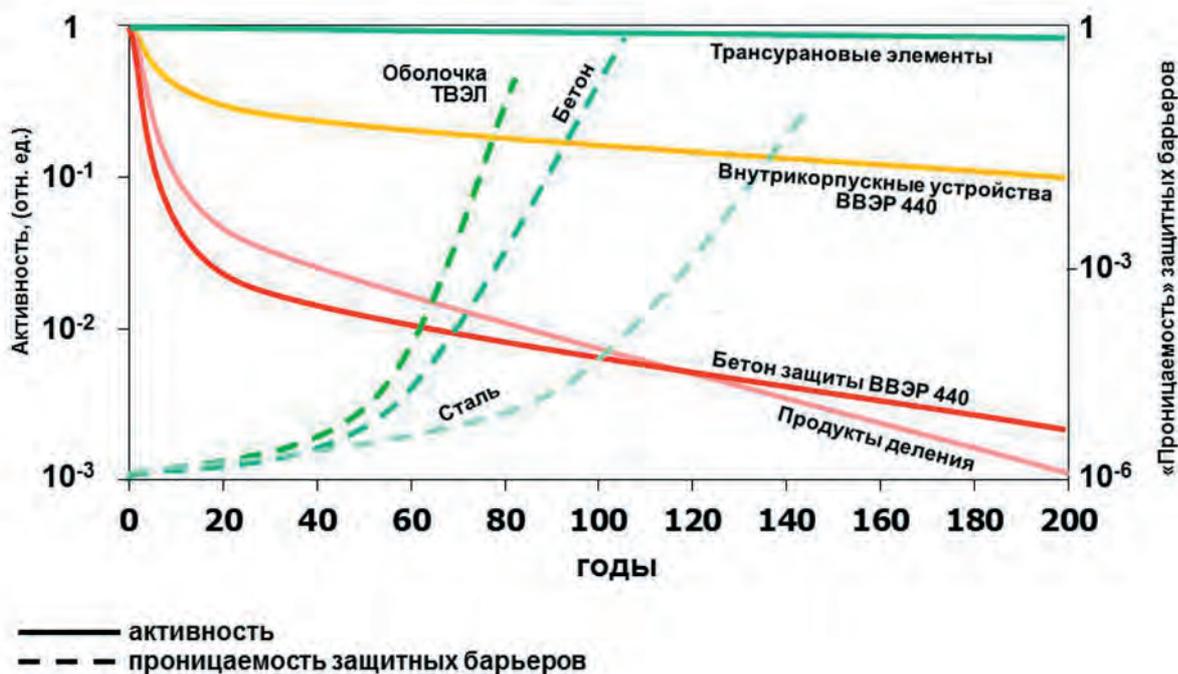


Рис. 3.1.2

Второй раздел главы посвящен формированию концептуальных подходов к выводу из эксплуатации и формированию отраслевой системы вывода из эксплуатации.

В третьем разделе главы дан обзор практических работ по выводу из эксплуатации, ведущихся в рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (далее ФЦП ЯРБ).

Четвертый раздел настоящей главы посвящен итогам реализации одного из мероприятий ФЦП ЯРБ, имевшего стратегический характер, — инвентаризации ядерно и радиационно опасных объектов.

Оба этих этапа — до 2008 года и 2008-2015 годов — следует характеризовать как начальные. Первый этап — это разрозненные и, в подавляющем большинстве случаев, незавершенные работы по выводу из эксплуатации в отдельных организациях и осмысление проблем вывода из эксплуатации и реабилитации на уровне отрасли в целом, Второй, связанный с реализацией мероприятий ФЦП ЯРБ, — это реальное развертывание работ по широкому кругу объектов в условиях трансформации органа управления и организаций отрасли в целом.

3.1. Работа организаций отрасли

Работу организаций отрасли по сохранению остановленных объектов в безопасном состоянии рассмотрим на нескольких примерах. Примеры демонстрируют, что обеспечение безопасности и понимание необходимости если не полной ликвидации объекта, то приведения его в безопасное состояние всегда оставались доминантой деятельности эксплуатирующих организаций. При этом отметим, что реализованные меры и подходы были характерны почти для всех организаций отрасли. Лишь в единичных случаях прекращение эксплуатации производств осуществлялось без учета задач вывода из эксплуатации.

На одном из таких единичных случаев целесообразно остановиться — это прекращение эксплуатации объектов Кирово-Чепецкого химкомбината им Б.Константинова (КЧХК). Комбинат имел длительную и сложную историю развития, отличительной чертой которой является многопрофильный характер производственной деятельности. Формирование химического производства началось в послевоенные годы на базе небольшого оборонного предприятия № 752, созданного в 1938 г. для производства фосфора и диаммоний фосфата. В 1946 году было принято решение о строительстве производств по переработке уранового сырья и сопутствующих им химических производств для выпуска продукции на основе соединений хлора и фтора. В развитии уран-перерабатывающего производства на КЧХК с точки зрения особенностей технологий обращения с образующимися радиоактивными отходами можно разделить на следующие временные этапы:

- 1949–1951 гг. — начальный этап совершенствования уран-перерабатывающего производства на КЧХК;
- 1951–1953 гг. — этап производства на КЧХК гексофторида урана (ГФУ);
- 1953–1978 гг. — этап пуска и развития на КЧХК производства тетрафторида урана (ТФУ), когда на комбинате перерабатывалось урановое сырье, содержавшее примеси плутония-239 и продуктов деления урана;
- 1978–1991 гг. — этап прекращения на КЧХК переработки облученных сырьевых материалов и переход на переработку сырьевого материала, содержащего только обедненный уран.

Основной задачей предприятия долгое время являлся выпуск стратегического сырья (гексофторида урана) для ядерной программы СССР. Параллельно с развитием технологий переработки урансодержащего сырья на предприятии шло активное развитие производства химической продукции гражданского назначения. В 1973 г. по распоряжению Совета Министров СССР началось строительство крупнейшего производства минеральных удобрений для обеспечения потребностей сельского хозяйства Нечерноземья. В 1978 году химзавод был реорганизован в Кирово-Чепецкий химический комбинат, в составе двух технологических заводов (завода «Полимеров» и завода минеральных удобрений), ремонтно-механического и ремонтно-строительного заводов. В том же году начался выпуск минеральных удобрений. В 1994 г. была проведена приватизация комбината на основании распоряжения Правительства Российской Федерации от 20 мая 1994 года № 713-р с преобразованием предприятия в акционерное общество открытого типа. При этом производства по переработке уранового сырья были остановлены. Процесс приватизации прошел без учета экологических факторов. Поскольку в процессе приватизации были допущены нарушения действующего законодательства, объекты уран-перерабатывающего производства были исключены из уставного капитала ОАО, возвращены в федеральную собственность и переданы ФГУП «ЦУФС», а затем ФГУП «РосРАО».

В конце 1990-х годов активизируются исследовательские работы по оценке радиационной обстановки на площадке комбината. По состоянию на 09.07.2009 г. завершены организационные процедуры по созданию Кирово-Чепецкого отделения Приволжского территориального округа ФГУП «РосРАО», в том числе завершены мероприятия по укомплектованию штатной структуры. По состоянию на 28.08.2009 г. ФГУП «РосРАО» в полном объеме завершил государственную регистрацию права хозяйственного ведения на объекты недвижимости на площадке КЧКХ. В настоящее время разработаны проекты и начата реализация работы по выводу из эксплуатации, консервации хранилищ РАО и реабилитации территории.

Во всех остальных случаях, когда организации не выпадали из контура управления атомной отрасли, обеспечение безопасности остановленных производств и работы по выводу из эксплуатации происходили принципиально иначе. Рассмотрим пять характерных примеров для различных типов установок, намеренно фиксируя детали, связанные с прохождением экспертиз и решений, сопровождающих деятельность по выводу из эксплуатации, приведению объектов в ядерно безопасное состояние и транспортированию ядерных материалов.

Промышленные уран-графитовые реакторы (ПУГР) Горно-химического комбината

На Горно-химическом комбинате (ГХК) эксплуатировалось три промышленных реактора — АД, АДЭ-1 и АДЭ-2.

Реактор АД — одноцелевой проточный промышленный уран-графитовый реактор на тепловых нейтронах. Реактор эксплуатировался с 1958 года. Остановлен для вывода из эксплуатации 30.06.1992 г. на основании решения руководства отрасли и Госатомнадзора России № ХМ/291 от 08.04.1992 г.

Реактор АДЭ-1 проектировался как энергетический, но эксплуатировался с 1961 года как одноцелевой уран-графитовый реактор на тепловых нейтронах и работал в проточном режиме. Остановлен для вывода из эксплуатации 29.09.1992 г. на основании приказа Министра № 125 от 04.06.1992 г. и Госатомнадзора России.

После остановки из реакторов АД и АДЭ-1 было выгружено отработавшее топливо и переработано по штатной схеме. Завершение работ сопровождалось об-

следованием на предмет отсутствия ядерных материалов в реакторах АД и АДЭ-1 и технологических схемах и составлением соответствующих актов. В том числе были проведены работы по зондированию кладок реакторов АД и АДЭ-1 с целью определения количества и распределения делящихся материалов в кладках. По результатам отраслевым отделом ядерной безопасности были выданы заключения о ядерно-безопасном состоянии реакторов АД и АДЭ-1. В начале 1993 года для проведения работ по выводу из эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1 на реакторном заводе ГХК была создана производственная структура — цех эксплуатации, контроля радиационной безопасности и демонтажа оборудования реакторов.

С 01.01.1993 г. были начаты работы по выводу из эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1. Работы проводились на основании документации, разработанной ОКБМ (Нижний Новгород), Красноярским отделением ВО ВНИПИЭТ и НИКИМТ, которая включала: концепцию и программу снятия с эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1, проекты прекращения эксплуатации реакторов, технические проекты демонтажных работ и герметизации реакторов.

В последующем этот перечень документации был дополнен Программой обеспечения качества, лицензией на вывод из эксплуатации сооружений и комплексов с промышленными ядерными реакторами АД и АДЭ-1, выданной комбинату Госатомнадзором России (в 1999 г., а затем в 2003 г.), разработанными ГХК обосновывающими документами для получения лицензии, техническим регламентом выводимых из эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1, технологической и производственными инструкциями по обслуживанию выводимых из эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1.

По состоянию на 2005 год общее видение специалистами перспектив работ по выводу из эксплуатации реакторов включало необходимость осуществления проектных, научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ с привлечением ОКБМ, ГИ ВНИПИЭТ, РНЦ «КИ», ЦНИИПСК, ОЯБ ФЭИ и разработки следующей документации по выводу из эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1:

- отчет по комплексному инженерному обследованию (КИО);
- технические проекты по выводу из эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1 (в пределах шахты);
- отчеты по обоснованию безопасности вывода из эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1 (ООБ).

Программой и проектами прекращения эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1 определены четыре стадии вывода из эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1:

- остановка, разгрузка и расхолаживание реакторов;
- подготовка к длительной выдержке реакторов;
- длительная выдержка реакторов;
- завершающая стадия (захоронение реакторов на месте).

До 2004 года на реакторах АД и АДЭ-1 велись работы второй стадии — подготовка реакторов к длительной выдержке и «захоронению» на месте. В том числе был выполнен значительный объем работ по комплексному инженерно-радиационному обследованию (КИРО) реакторов, по демонтажу выводимых из эксплуатации систем и оборудования, трубопроводов, коммуникаций, по герметизации реакторов, по дезактивации оборудования и помещений. При проведении демонтажных работ производилась герметизация проходок и проемов в сторону шахт реакторов. Эффективность созданных при монтаже реакторов барьеров подтверждается тем, что за весь период работ превышения допустимых и безопасных норм радиационной безопасности не было.

В связи с отсутствием финансовых средств с января 2004 года на реакторах АД и АДЭ-1 демонтажные работы проводиться перестали, но контроль за состоянием систем и оборудования выводимых из эксплуатации реакторов АД и АДЭ-1 проводился в полном объеме. Для завершения работ по подготовке реакторов АД и АДЭ-1 к длительной выдержке осталось выполнить $\approx 5\%$ от общего объема работ на реакторе АД и $\approx 10\%$ от общего объема работ на реакторе АДЭ-1.

В качестве отдельных проблем специалисты ГХК также рассматривали имеющиеся на предприятии пункты хранения РАО, вопросы завершения эксплуатации и вывода из эксплуатации реактора АДЭ-2, радиохимического завода, проблему блоков ДАВ-90. После остановки реакторов на предприятии остались на хранении блоки ДАВ-90 объемом несколько тонн, для переработки которых требовалось создание дополнительного технологического оборудования в ядерно-безопасном исполнении или создание комплекса оборудования для транспортирования ДАВ-90 на переработку на ФГУП «ПО «Маяк».

Энергоблоки 1 и 2 Нововоронежской АЭС

Первая очередь Нововоронежской АЭС состоит из двух энергоблоков типа ВВЭР. Энергоблок №1 Нововоронежской АЭС установленной электрической мощностью 210 МВт был введен в эксплуатацию в сентябре 1964 года, а в августе 1984 года, после исчерпания проектного срока эксплуатации корпуса реактора (20 лет), был остановлен для выполнения работ по реконструкции и модернизации. ОЯТ выгружено в бассейн выдержки. В 1986 году, после аварии на ЧАЭС, концепция безопасности атомных станций СССР была пересмотрена, и работы по модернизации энергоблока №1 прекращены. Приказом Минатомэнерго от 16.02.1988 г. энергоблок №1 Нововоронежской АЭС был выведен из эксплуатации и начаты работы по переводу систем и оборудования энергоблока в режим консервации (за исключением оборудования и систем, обеспечивающих ядерную и радиационную безопасность при хранении ОЯТ, а также систем, важных для безопасности и связанных с работой общестанционных систем и энергоблоками №№3-5).

Энергоблок №2 Нововоронежской АЭС установленной электрической мощностью 365 МВт был введен в эксплуатацию в декабре 1969 года. В соответствии с постановлением Совета Министров СССР от 28.01.1989 г. №105-40 (о выводе из эксплуатации 2 энергоблока Нововоронежской АЭС в 1990 году) приказом Министерства атомной энергетики и промышленности СССР (МАЭП) №639 от 29.08.1990 г. из-за значительного несоответствия проектных характеристик новым требованиям безопасности и экономической нецелесообразности его реконструкции 2-й энергоблок был выведен из эксплуатации досрочно (проектный срок эксплуатации 30 лет). ОЯТ из активной зоны реактора энергоблока №2 было выгружено в бассейн выдержки 1-го энергоблока.

Работы по переводу систем и оборудования в режим консервации проводились совместно для энергоблоков №1 и №2. В 1989–1990 г.г. были проведены технико-экономические исследования различных вариантов вывода из эксплуатации энергоблоков, на основании которых выбран основной вариант — вариант длительной консервации блоков и сохранения под наблюдением локализованного высокоактивного оборудования с последующей ликвидацией. По результатам КИРО в 1995 году была разработана «Программа вывода из эксплуатации энергоблоков №1, №2», которая стала основным документом, определяющим перечень, последовательность и сроки проведения работ по выводу энергоблоков №1, №2 из эксплуатации. В декабре 2002 года

в соответствии с новыми нормативными документами и требованиями для энергоблоков №1 и №2 были разработаны отдельные программы вывода из эксплуатации.

Выбор варианта «Ликвидация блока АС после длительного сохранения под наблюдением» обуславливался следующими факторами: отсутствием пунктов захоронения радиоактивных отходов; наличием на площадке АС работающих блоков; отсутствием достаточных финансовых средств и снижением радиоактивности за счет естественного распада.

Выводу из эксплуатации блока №1(2) Нововоронежской АЭС по выбранному варианту предшествовал этап «Подготовка к выводу из эксплуатации блока АС» (в рамках условий действия лицензии на эксплуатацию), во время которого эксплуатирующая организация должна была обеспечить:

- удаление ОЯТ с блока АС и перевод его в ядерно-безопасное состояние;
- удаление радиоактивных рабочих сред из оборудования и технологических систем блока АС, которые обеспечивали безопасное обращение с ОЯТ;
- штатную дезактивацию оборудования, систем и строительных конструкций блока АС;
- переработку или удаление эксплуатационных РАО с блока АС;
- комплексное инженерно-радиационное обследование блока АС;
- разработку, согласование и утверждение в установленном порядке проекта вывода из эксплуатации блока АС;
- разработку проекта производства работ (ППР), конструкторской и технологической документации для утвержденного проекта вывода из эксплуатации блока АС;
- приведение блока АС в прогнозируемое состояние (по ресурсу, составу оборудования, использованию хранилищ и т.п.);
- подготовку персонала для проведения работ по выводу из эксплуатации блоков АС;
- подготовку документов, необходимых для получения лицензии Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору России на выполнение работ по выводу из эксплуатации блока АС.

Планировалось, что этап «Подготовка к выводу из эксплуатации блока АС» должен был завершиться получением лицензии Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору России на вывод из эксплуатации блока №1(2) Нововоронежской АЭС, ориентировочно в 2006 году.

В целом полностью реализовать эти планы не удалось. Но уже к 2006 году был выполнен значительный объем работ, в том числе по таким направлениям, как удаление отработавшего ядерного топлива, работы по дезактивации и демонтажу. Все эти работы проводились после разработки документации и получения необходимых разрешений.

Работы по удалению ОЯТ с энергоблоков №1 и №2 проводились в соответствии со специальным «Решением об организации вывоза ОЯТ энергоблоков №1,2 НВ АЭС», утвержденным в 1996 году Минатомом России. В период до 2000 г. было выполнено 4 рейса по вывозу 22 чехлов с ОЯТ общим количеством 660 ОТВС. На энергоблоке №1 оставалось только фрагментированное топливо. Это фрагменты ТВС, которые остались после их разделки в «горячей» камере в исследовательских целях. Фрагменты хранились в специальных пеналах, для отправки которых была разработана отдельная технология, предусматривающая: извлечение фрагментов из старых пеналов; инвентаризацию делящихся материалов; размещение в новые герметичные

пеналы; герметизацию пеналов; установку пеналов в чехол тип 13 для отправки на ФГУП «ПО «Маяк».

Разработка проектно-конструкторской документации (ПКД), согласование технологии с надзорными органами и изготовление оснастки заняли несколько лет. В августе 2001 года достаточно сложные, а по некоторым показателями и уникальные работы по перетариванию ОЯТ были начаты, а в октябре 2003 года закончены. В декабре 2003 года фрагментированное топливо было вывезено на ФГУП «ПО «Маяк». Таким образом, энергоблоки №1 и №2 Нововоронежской АЭС переведены в ядерно-безопасное состояние.

КИРО оборудования, систем, зданий и сооружений энергоблоков № 1 и №2

Концерном «Росэнергоатом» в 2003 году была разработана «Общая программа комплексного инженерного и радиационного обследования 1,2 блоков Нововоронежской АЭС для их вывода из эксплуатации» и назначена комиссия по проведению КИРО оборудования, систем, зданий и сооружений энергоблоков №1,2. В настоящее время программа выполнена, оформляется итоговый документ.

Дезактивация

Специалистами Нововоронежской АЭС была опробована в промышленных условиях технология «жесткой» химической дезактивации парогенератора №6 энергоблока №1. Дезактивация осуществлялась последовательной двухстадийной обработкой, в ходе которой парогенератор был отмыт по первому контуру практически до фоновых значений.

Был также получен практический опыт повторного использования слабозагрязненных теплообменных аппаратов, насосов, арматуры и трубопроводов, составляющих значимую часть оборудования АЭС. На Нововоронежской АЭС была успешно проведена химическая дезактивация четырех теплообменников промконтура энергоблока №2. Изделия из нержавеющей стали были очищены до уровней остаточной загрязненности, позволяющей их использование на промышленной площадке Нововоронежской АЭС в турбинном отделении 5-го энергоблока в системе газоохлаждения генераторов.

Демонтаж и утилизация оборудования

На этапах подготовки к сохранению под наблюдением и сохранения под наблюдением энергоблоков допускается производить демонтаж в зоне контролируемого доступа, если обосновано, что:

- демонтируемое оборудование перейдет в категорию неограниченного использования (после дезактивации при необходимости);
- использование помещения необходимо для перепрофилирования.

На Нововоронежской АЭС с соблюдением этих условий был осуществлен демонтаж оборудования и систем машинного зала энергоблоков №1 и №2, что позволило использовать здание машинного зала для нужд атомной станции (склад оборудования), а также демонтировать ряд систем с последующим направлением для утилизации или повторного использования в народном хозяйстве.

В январе 2004 года после реализации проекта перепрофилирования бассейна выдержки ОЯТ блока №1 Нововоронежской АЭС было введено в эксплуатацию хранилище (ХТРО №20) на 2400 контейнеров с соевым концентратом от установок глубокого упаривания (УГУ).

Исследовательская реакторная установка АСТ-1 ГНЦ РФ НИИАР

Реакторная установка ИЯУ АСТ-1 с органическим замедлителем и теплоносителем была предназначена для обоснования научно-технических решений по созданию АЭС и АСТ малой мощности для электро- и теплоснабжения промышленных предприятий и жилых поселков, расположенных в отдаленных районах Крайнего Севера. Установка смонтирована и пущена в 1963 г. Ресурс оборудования был определен в 30 лет. Установка работала до 1978 г. в режиме двухконтурной АЭС. С 1979 г., после реконструкции в режиме трехконтурной атомной станции теплоснабжения, на установке было смонтировано и пущено в эксплуатацию 18 исследовательских стендов, включая 2 автономные реакторные петли для исследования новых ТВС.

В мае 1988 года установка остановлена и переведена в режим временной консервации. Ядерное топливо выгружено из реактора в приреакторное хранилище и после выдержки в 1989 г. вывезено в центральное хранилище ОТВС института. За весь период работы (25 лет) в центральном хранилище складировано 701 ОТВС АСТ-1, которые необходимо вывезти на утилизацию на ФГУП «ПО «Маяк».

Решение о выводе АСТ-1 из эксплуатации принято в 1990 г. В 1997 г. была завершена работа по разработке и согласованию «Проекта вывода из эксплуатации ИЯУ АСТ-1», который был согласован Госатомнадзором и утвержден руководством Минатома.

В 1997–1998 гг. было проведено комплексное инженерное и радиационное обследование установки, а в 1999 г. приказом Министра утверждена программа работ по выводу из эксплуатации ИЯУ АСТ-1, установлен срок работ по выводу из эксплуатации (2000–2006 гг.), определены источники финансирования с разбивкой по годам.

В 2002 г. приказом Министра №39 от 28.01.2002 г. работы по выводу из эксплуатации ИЯУ АСТ-1 в полном объеме вошли в отраслевую программу вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ на 2001–2010 гг.

В 2000–2004 гг. по договорам, финансируемым УВЭЯО Минатома, на АСТ-1 выполнены следующие работы:

- Подготовка документации и проведение экспертиз для получения лицензии на вывод из эксплуатации ИЯУ АСТ-1;
- Разработка проекта оборудования транспортно-упаковочного комплекта ТУК-32 для вывоза ОТВС АСТ-1, его изготовление и испытание по специальной программе, получение необходимых сертификатов-разрешений на штатный вывоз ОТВС АСТ-1 из НИИАР на ФГУП «ПО «Маяк»;
- Вывоз ОТВС АСТ-1 — в период до начала 2005 года было вывезено более трети ОТВС.
- Демонтаж щита и пульта управления с кабельными связями, оборудования II и III-го контуров АСТ-1 — оборудование дезактивировано и вывезено в металлолом. Часть оборудования передана на другие реакторные установки института;
- На специальной установке вакуумной дистилляции осуществлена дезактивация 18 м³ органического теплоносителя 1-го контура до уровня нерадиоактивных отходов и его утилизация сжиганием в топках котлов ТЭЦ;
- Предмонтажная дезактивация оборудования и трубопроводов 1-го контура и демонтаж 60% оборудования и трубопроводов 1-го контура, оборудования 10 исследовательских стендов, включая 2 автономные реакторные петли;
- Комплекс работ по отработке методов и методик дезактивации жидких (органических) и твердых РАО, образовавшихся при выводе из эксплуатации;

- Обоснована безопасность дезактивации и утилизации теплоносителя 1-го контура с выпуском отчета;
- Частичная дезактивация ТРО, образовавшихся при демонтаже, до уровня металлолома. Не поддающиеся дезактивации вывезены на хранение в специализированное подразделение института (КОРО);
- Начаты работы по разработке проекта хранилища высокоактивных ТРО в шахте реактора здания АСТ-1;
- Дополнительно смонтированы системы противопожарной сигнализации и системы тушения пожара при демонтаже в связи с наличием больших объемов органической пожароопасной жидкости.

Реальное финансирование работ в 2000–2004 гг. составило 30–50% от заложенного в программе. В результате к началу 2005 года оставались невыполненными работы по: вывозу ОТВС, демонтажу 40% оборудования 1-го контура и его дезактивации, вывозу на хранение твердых РАО, не поддающихся дезактивации, загрузке всех высокоактивных ТРО в хранилище шахты реактора, дезактивации 27 м³ органических ЖРО из временного приреакторного хранилища (после выгрузки внутриреакторных элементов) и их утилизации, а также утилизации органических ЖРО, не поддающихся дезактивации.

Общее видение конечных результатов работ по выводу из эксплуатации ИЯУ АСТ-1 представлялось специалистам института следующим — полная ликвидация ядерной установки, создание в шахте реактора долговременного хранилища высокоактивных ТРО с возможностью дальнейшего перезахоронения при создании региональных хранилищ, использование здания ИЯУ АСТ-1, оснащенного инженерными коммуникациями под исследовательскую базу института.

Исследовательские реакторы ВВРЛ-02 и ВВРЛ-03 НИИП

Данные установки можно считать ярким примером ядерного наследия — реакторы были загружены более 40 лет назад, после чего ни разу не вскрывались. Из персонала, эксплуатировавшего эти реакторы, к началу 2000 годов оставалось всего несколько специалистов. Состояние топлива было неизвестно, дистанционный инструмент и приспособления для разборки активных зон отсутствовали, а рабочее место для проведения этих работ не организовано. Лицензия на проведение таких работ в условиях ФГУП «НИИП» также отсутствовала.

Реакторы ВВРЛ-02 и ВВРЛ-03 — транспортные водо-водяные реакторы корпусного типа на тепловых нейтронах, одинаковые по своим физическим и техническим данным. Они использовались как в варианте наземного стенда, так и в полете на борту специально оборудованного самолета. Реактор ВВРЛ-02 эксплуатировался с 1959 г. по 1974 г. Общая наработка составляет 3162 часа. Реактор ВВРЛ-03 эксплуатировался с 1961 г. по 1969 г., наработка составляет 165 часов.

Реакторы ВВРЛ-02 и ВВРЛ-03 с 1975 г. хранятся в хранилище ФГУП «НИИП» в виде отдельных штатных корпусов (без контуров охлаждения) с полной загрузкой активных зон, введенными (и законтренными) в активные зоны рабочими органами систем управления защитой, со слитой водой (теплоноситель, замедлитель, отражатель). Наличие барьеров, препятствующих распространению радиоактивных веществ, и их эффективность подтверждены в отчете обоснования безопасности (ООБ) по ПХ ОЯТ от 04.09.2001 г. У организации (ФГУП «НИИП») имелась лицензия Госатомнадзора только на хранение реакторных установок типа ВВРЛ.

Работы по выводу из эксплуатации ИЯР ВВРЛ-02, ВВРЛ-03 начали проводиться на основании приказа Минатома России от 2002 года. К началу 2005 года в рамках этих работ была выполнена подготовительная работа, включавшая: разработку принципиальной программы вывода из эксплуатации реакторов; проведение оценочного расчета изотопного состава продуктов деления; проведение радиационного обследования реакторов ВВРЛ-02, ВВРЛ-03; разработку проекта производства работ при выводе из эксплуатации реактора ВВРЛ-03; обоснование безопасности хранения ТВС реакторов ВВРЛ-02, ВВРЛ-03; разработку методики определения герметичности ТВС реактора ВВРЛ-03 и инструкций по обеспечению ядерной безопасности при хранении и транспортировке ТВС реакторов ВВРЛ-02, ВВРЛ-03.

Подкритические стенды ФС-4 и ФС-5 ФГУП НИКИЭТ

Подкритические стенды ФС-4 и ФС-5 были созданы в Отраслевой лаборатории атомных реакторов (ОЛАР) на территории кафедры Э-7 МГТУ им. Н.Э. Баумана, созданной совместным Приказом Государственного комитета по атомной энергии и Министерства высшего и среднего специального образования СССР. Согласно данному приказу обеспечение проводимых в ОЛАР экспериментальных исследований, учебных практикумов и лабораторных работ специальными стендами, приборами и ИИИ, а также их эксплуатация в соответствии с требованиями норм и правил ядерной и радиационной безопасности были возложены на НИКИЭТ.

ПКС ФС-4 представлял собой подкритическую уран-водную сборку слабообогащенных твэлов стерженькового типа с подвижным источником нейтронов и оборудованием, необходимым для эксплуатации и проведения экспериментов с учетом обеспечения требований и норм ядерной, радиационной и общепромышленной безопасности.

Стенд был предназначен для исследования нейтронно-физических характеристик водо-водяных кипящих реакторов типа ВК-50 методами физического моделирования и проведения лабораторных работ по курсу «физика реакторов». ПКС ФС-4 активно эксплуатировался в 1976-1985 годах и 1987–1994 годах. После 1994 года стенд находился на консервации. По состоянию на начало 2000-х годов выгорание топлива ПКС ФС-4 практически отсутствовало и топливо относилось к разряду «свежего».

ПКС ФС-5 представлял собой подкритическую уран-графитовую сборку с гетерогенной активной зоной, загруженной кассетами типа РБМК, с подвижным источником нейтронов и оборудованием, необходимым для эксплуатации и проведения экспериментов с учетом обеспечения требований и норм ядерной, радиационной и общепромышленной безопасности.

Стенд был предназначен для проведения экспериментальных исследований (методами физического моделирования) факторов, формирующих микроструктуру нейтронных полей реактора РБМК.

ПКС ФС-5 эксплуатировался в период с 1986 по 1995 год. С 1996 года стенд находился на консервации. По состоянию на начало 2000-х годов выгорание топлива ПКС ФС-5 практически отсутствовало и топливо относилось к разряду «свежего».

Работы по выводу из эксплуатации ПКС ФС-4 и ФС-5 велись эксплуатирующей организацией с 1997 года. Они сопровождалась получением разрешения Минатома России на передачу топливных загрузок ОАО «МСЗ» (1997 г.) и лицензии ЦМТО Госатомнадзора России (1999 г.) на право вывода из эксплуатации ПКС ФС-4 и ФС-5 сроком действия по 31.12.2003 г. К началу 2000 года выполнены все предварительные условия начала работ по выводу из эксплуатации, содержащиеся в УДЛ.

В 2002 году НИКИЭТ и ГСПИ была завершена разработка проекта вывода из эксплуатации ПКС ФС-4 и ФС-5, а в 2003 году он прошел необходимые согласования и экспертизы, получил заключение государственной экспертизы проектов Минатома России (2003 г.). Проект предусматривал:

- выполнение комплекса работ по выводу из эксплуатации ФС-4 и ФС-5, включающего проведение КИРО, выгрузку топлива из активной зоны ПКС ФС-4, передачу топливных загрузок стендов ОАО «МСЗ» на переработку, демонтаж активной зоны ПКС ФС-4, удаление РАО, заключительное радиационное обследование, оформление вывода в соответствии с требованиями Госатомнадзора России;
- реконструкцию инженерных коммуникаций и помещений после вывода стендов из эксплуатации и техническое перевооружение ОЛАР.

В 2002–2003 гг. работы начали активно реализовываться. В 2003 году был заключен договор на передачу продукции, находящейся в пользовании ФГУП НИКИЭТ, ОАО «МСЗ». По этому договору ОАО «МСЗ» доработало сертификат-разрешение и пеналы на транспортные упаковочные комплекты, что позволило использовать их для вывоза топливных загрузок стендов.

В начале 2004 года было получено разрешение Минатома России на перемещение ядерных материалов из ФГУП НИКИЭТ в ОАО «МСЗ», а к середине 2004 года перевозки ядерных материалов были завершены.

В 2004 году были получены новые лицензии ЦМТО Госатомнадзора России на право вывода из эксплуатации ПКС ФС-4 и ФС-5 сроком действия до 28.02.2009 г. В этом же году ФГУП ГСПИ выпущены рабочие чертежи проекта, и на ПКС ФС-4 проведен демонтаж материалов и конструкций активной зоны. К началу 2005 года планировалось закончить работы по заключительному радиационному обследованию ПКС ФС-4 и ФС-5. Разработанный проект обеспечивал безопасный вывод из эксплуатации ПКС ФС-4 и ФС-5, исключая появление аэрозольной активности, сбросы и выбросы РВ в окружающую среду и превышение дозовых нагрузок на персонал.

Завершая описание деятельности эксплуатирующих организаций, основанное на предложениях организаций отрасли в проекты отраслевых программ [2], еще раз отметим, что на уровне организаций отрасли предпринимались меры, исключившие формирование аварийных ситуаций, и прорабатывались детальные планы и программы работ по выводу из эксплуатации, которые в полном объеме не удавалось выполнять в силу ограниченности ресурсов.

3.2. Выработка подходов к организации работ по выводу из эксплуатации

В период с конца 1990-х до 2006 года предпринимались неоднократные попытки разработки программ по выводу из эксплуатации. Так, например, Управлением вывода из эксплуатации ядерных и радиационно-опасных объектов (УВЭЯРОО) Минатома России была организована разработка отраслевой «Программы вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов на 2001 г. и на перспективу до 2010 года». Однако вопрос о финансировании данной программы решался с трудом. В 2003 году было принято решение Минатома России о включении данной работы в перечень Направлений расходования средств целевого бюджетного фонда в 2004 г. по разделу 3 «Мероприятия по повышению экологической безопас-

ности». Напомним, что в качестве основного источника наполнения данного фонда предусматривались средства специальных экологических программ, реализуемых в составе единых проектов по ввозу на территорию Российской Федерации ОТВС зарубежных реакторов, а сама деятельность по хранению и переработке ОТВС зарубежных реакторов так и не стартовала. В рамках нового формата предусмотренного закона о специальных экологических программах (см. гл. 2) были реализованы ограниченные по масштабам проекты по ввозу ОЯТ исследовательских реакторов. Первый такой ввоз состоялся только в 2005 году (Узбекистан). Эта деятельность продолжается до настоящего времени. Только за последние годы (2012-2014гг.) было возвращено ОЯТ исследовательских реакторов из: Узбекистана (2012), Чехии (2013), Венгрии (2013), Казахстана (2014), Польши (2014), Украины (2012), Вьетнама (2013). Эта деятельность положительно оценивается на международном уровне как вносящая значимый вклад в снижение ядерных угроз. Однако все единые проекты, как правило, предусматривали экологические программы, связанные с реабилитацией территорий. Работы по выводу из эксплуатации эти программы не содержали, хотя и были предусмотрены соответствующим законом.

В 2004 году Управлением вывода из эксплуатации ядерных и радиационно-опасных объектов была инициирована работа по созданию отраслевой системы вывода из эксплуатации. В качестве первоочередных задач были поставлены:

- проработка концептуальных подходов по организации и практической реализации мероприятий по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов и реабилитации радиационно загрязненных территорий, с подготовкой проекта соответствующего документа концептуального характера на отраслевом уровне;
- подготовка перечня (проект Программы) организационно-технических мероприятий по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов и реабилитации радиационно загрязненных территорий, с обоснованием использования программно-целевого подхода к решению проблемы, определения целевых индикаторов и показателей, позволяющих оценить степень достижения результата (поэтапно и конечного), социально-экономического и экологического эффектов выполняемых программных мероприятий, а также с обоснованием приоритетных объектов и первоочередных мероприятий.

В 2004 году в силу внешних обстоятельств, определивших необходимость программной организации деятельности всех федеральных агентств, также велась разработка «Программы вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов Росатома на 2005–2010 годы». Однако источники ее финансирования так и не были сформированы.

Начиная с 1999 года к работам по анализу проблем в сфере вывода из эксплуатации и реабилитации начали подключаться новые, в том числе не отраслевые научные организации. Среди них — ИБРАЭ РАН, РНЦ «Курчатовский Институт» и ряд других. В 2004 году в «Росатоме» был организован специальный научно-технический совет по выводу из эксплуатации (НТС №11, председатель — член-корреспондент РАН Л.А. Большов). К 2007 году был накоплен значительный опыт разработки программ по отдельным предприятиям (см. главу 7 тома 1).

Итоги этих работ стали предвестником определенного перелома отношения к выводу из эксплуатации в отрасли. В сентябре 2007 года вопросы вывода из эксплуатации были рассмотрены на коллегии Федерального агентства по атомной энергии. Обсуждались несколько принципиальных вопросов, в том числе проект отраслевой

концепции вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения.

В качестве первого значимого проблемного вопроса была определена реалистичная оценка современного состояния остановленных объектов и среднесрочный прогноз их безопасности. В отличие от ситуации с расчетно-теоретическим анализом безопасности сложных проектируемых и действующих объектов, где есть существенный задел, в области анализа поведения конструкционных материалов на длительные сроки, многократно превышающие проектные, мы находимся в начале пути. Таким образом, в качестве второго проблемного вопроса было определено обеспечение комплексной увязки работ на уровне организаций, регионов и отрасли в целом, их системной готовности: инфраструктура вывода из эксплуатации, в том числе обращения с ОЯТ и РАО. Быстрый старт в отсутствие системных решений по инфраструктуре неизбежно приведет к избыточному росту локальных объектов инфраструктуры, в том числе временных промежуточных хранилищ, решение по которым потребуются принимать следующим поколениям. В области обращения с РАО развитие с перспективой 5–10 лет виделось следующим образом:

- оптимизация категорирования РАО;
- выработка правовых указаний на способы их окончательной изоляции;
- установление технических требований к упаковкам для хранения и окончательной изоляции;
- определение мест размещения и начало работ по созданию межрегиональных объектов окончательной изоляции.

Третий проблемный момент — возможность выбора и обоснования безопасности конечного состояния объекта, решающим образом влияющего на стоимость работ по выводу из эксплуатации. На коллегии подчеркивалось, что здесь недопустимо упрощение ситуации по принципу «самый лучший вариант — самый дешевый». Например, закрытие водоема В-9 является единственным реалистичным вариантом завершения жизненного цикла объекта, несмотря на то, что это не вполне соответствует классическому жизненному циклу объекта использования атомной энергии, а больше соответствует закрытию пункта захоронения. В качестве другого примера приводились работы по установкам и могильникам Курчатовского института. В этом случае единственно политически возможным вариантом, несмотря на высокую стоимость работ, виделась ликвидация объектов и полная реабилитация площадки

Четвертой сложной и требующей решения проблемой было определено создание отраслевой системы вывода из эксплуатации. Создаваемая система должна включать, как минимум:

- возможность стратегического планирования и управления проектами;
- унифицированную линейку технологий;
- оптимизированную логистику и инжиниринг;
- единую базу знаний и интегрирующую информационную систему;
- центры компетенции в области вывода из эксплуатации.

Как уже отмечалось, основное внимание на коллегии было уделено отраслевой концепции вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения. По итогам коллегии отраслевая концепция была одобрена, а затем и утверждена (уже в 2008 г.). Эта концепция в достаточно полной мере раскрывала основные подходы к организации работ, основываясь главным образом на теоретических представлениях.

3.2.1. Отраслевая Концепция вывода из эксплуатации 2008 года

Концепция вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения, утвержденная в феврале 2008 года, стала одним из первых отраслевых документов, формулирующих основные принципы, направления и последовательность работ по выводу из эксплуатации. Ее содержание в целом описывает стратегию Госкорпорации в области вывода из эксплуатации.

Во вводном разделе Концепции 2008 года констатировались два важных момента:

1. Комплексное решение проблем безопасного вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения (далее — ядерных и радиационно опасных объектов — ЯРОО), а также связанное с ним безопасное обращение с ОЯТ и обращение с РАО, являются не только важнейшими условиями обеспечения ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии, но одним из важнейших условий развития атомной энергетики и промышленности в целом.

2. Росатом считает одной из своих приоритетных целей выполнение работ по обеспечению безопасного вывода из эксплуатации ЯРОО (в том числе не отвечающих современным требованиям по безопасности населения и охране окружающей среды), включая снижение количества ЯРОО, находящихся в режиме окончательного останова.

Сама Концепция позиционировалась как выражающая политику Росатома по выводу из эксплуатации ЯРОО с учетом возложенных на него функций органа управления использованием атомной энергии и охватывающая период до 2030 года.

Концепция включала раздел «основные понятия», что было принципиально важно, поскольку на законодательном уровне и тогда, и в настоящее время понятие «вывод из эксплуатации» было не определено. В том числе давались такие понятия, как:

Вывод из эксплуатации ЯРОО — деятельность (комплекс организационных и технических мероприятий), осуществляемая после окончательного останова ЯРОО, исключающая его использование по целевому проектному назначению и направленная на обеспечение безопасности работников (персонала), населения и окружающей среды, вплоть до достижения обоснованного и определенного проектом вывода из эксплуатации конечного безопасного состояния объекта.

При этом указывалось, что вывод из эксплуатации ЯРОО направлен на освобождение объекта из-под регулирующего надзора и контроля, а показатели и характеристики конечного состояния ЯРОО после вывода из эксплуатации должны обеспечить возможность такого освобождения. В качестве базовых вариантов конечных состояний определялись три:

Ликвидация ЯРОО — вариант вывода из эксплуатации ЯРОО, предусматривающий дезактивацию оборудования, зданий и сооружений, ликвидацию радиоактивных загрязнений до приемлемого в соответствии с нормами уровня, демонтаж оборудования, систем, конструкций и строительных сооружений, содержащих радиоактивные вещества и материалы, удаление всех радиоактивных отходов с площадки ЯРОО, а также реабилитацию площадки ЯРОО в целях дальнейшего использования.

Создание объекта окончательной изоляции (захоронения) на месте расположения выводимого из эксплуатации ЯРОО (консервация) — вариант вывода из эксплуатации ЯРОО, предусматривающий локализацию радиоактивно загрязненных компонентов обо-

рудования, строительных конструкций или РАО на месте с созданием необходимых физических барьеров, исключающих несанкционированный доступ в зону локализации и нерегламентированный выход радиоактивных веществ в окружающую среду.

Конверсия ЯРОО — комплекс организационных и технических мероприятий, направленных на изменение целевого назначения основных сооружений, зданий, инженерных систем и оборудования ЯРОО для ведения иных видов практической деятельности, в том числе в области использования атомной энергии.

Для сложных ЯРОО в качестве конечного состояния могут быть использованы сочетания и модификации базовых вариантов. Конкретный выбор варианта определяется и обосновывается совокупностью инженерных, экономических, экологических и иных факторов. Концепция предусматривала, что вывод из эксплуатации может осуществляться на этапной основе и предусматривать этап длительного безопасного хранения ЯРОО с целью снижения уровня опасности объекта за счет распада радиоактивных веществ при поддержании на должном уровне состояния барьеров безопасности. Выводу из эксплуатации предшествуют: подготовка к выводу из эксплуатации ЯРОО; окончательный останов ЯРОО для вывода из эксплуатации. Эти этапы определялись следующим образом:

Подготовка к выводу из эксплуатации ЯРОО — деятельность (комплекс организационных и технических мероприятий), осуществляемая на этапах проектирования, сооружения и эксплуатации ЯРОО, направленная на снижение объемов радиоактивных отходов, уровня технической сложности и материальных затрат при выводе из эксплуатации и обеспечение достижения безопасного конечного состояния ЯРОО после прекращения его эксплуатации по целевому назначению.

Окончательный останов ЯРОО — прекращение эксплуатации ЯРОО в соответствии с решением органа, имеющего право на принятие такого решения, и перевод объекта в состояние, исключающее его дальнейшее целевое использование по проектному назначению, при сохранении необходимых систем и барьеров безопасности.

Конечное состояние ЯРОО после вывода из эксплуатации — обоснованное и определенное проектом вывода из эксплуатации состояние ЯРОО, при достижении которого работы по выводу ЯРОО из эксплуатации прекращаются. Показатели и характеристики конечного состояния ЯРОО должны обеспечить возможность освобождения объекта из-под контроля органов государственного регулирования в части ядерной и радиационной безопасности.

Раздел Концепции «Современное состояние и перспективы работ по выводу из эксплуатации ЯРОО предприятий Росатома» достаточно полно коррелировал с соответствующими разделами принятой к реализации ФЦП ЯРБ.

В Концепции указывалось, что одним из главных факторов, определяющих динамику вывода ЯРОО из эксплуатации, является наличие хранилищ для кондиционированных РАО. Решения по созданию специализированных региональных хранилищ РАО, в том числе объектов захоронения (окончательной изоляции) РАО, рассматриваются в качестве необходимого условия ее реализации. Также указывалось, что по результатам инвентаризации состояния ядерной и радиационной безопасности, предусмотренной ФЦП ЯРБ, возможно возникновение потребностей в работах по выводу из эксплуатации и реабилитации дополнительных объектов, в том числе не имеющих на настоящее время ведомственной принадлежности. Напомним, что этой же программой были определены планы реализации практических мероприятий по подготовке к выводу из эксплуатации и выводу из эксплуатации для 116 ЯРОО на 19 предприятиях Росатома.

Для понимания масштаба проблемы необходимо отметить, что в Концепции прямо указывалось, что до 2015 года весь объем работ по выводу из эксплуатации объективно не может быть реализован. До 2015 года необходимо обеспечить формирование необходимых условий для широкого развертывания работ по выводу ЯРОО из эксплуатации. По состоянию на 2008 год констатировалось, что существуют объективные причины, препятствующие полномасштабному развертыванию и реализации работ по выводу ЯРОО из эксплуатации в соответствии с имеющимися потребностями, в том числе в части нормативной правовой базы и, возможно, наиболее важная из них — отсутствие экономических условий, стимулирующих деятельность по выводу из эксплуатации ЯРОО.

На основании этих доводов Концепция определила цели, задачи, основные принципы и направления деятельности Росатома по обеспечению вывода из эксплуатации ЯРОО на периоды до 2015 года и на дальнейшую перспективу (до 2030 года). Рассмотрение Концепции 2008 года целесообразно завершить фиксацией нескольких важных обстоятельств и оценкой уровня выполнения определенных ее направлений и задач. В качестве обстоятельств отметим следующие:

Во-первых, Концепция предусматривала, что практическое развертывание работ может дать достаточное количество оснований для корректировки выработанных подходов. Поэтому в тексте указывалось, что Концепция подлежит пересмотру по результатам завершения первого этапа ФЦП ЯРБ — в 2011 году.

Во-вторых, Концепция разрабатывалась в Федеральном агентстве по атомной энергии в период, когда активно прорабатывались вопросы реорганизации отрасли, в том числе акционирования организаций, а многие вопросы, в том числе «бремени владения» полностью или частично выработавшими ресурс установками и производствами были в достаточной мере не оценены.

Состояние дел по практической реализации ее положений в части задач, определенных на период до 2015 года (табл. 3.2.1), показывает, что ни одно из направлений нельзя считать полностью выполненным.

Таблица 3.2.1
Выполнение задач, определенных Концепцией вывода из эксплуатации 2008 года

Задача	Общая характеристика решения задачи	Примечания
Перевод остановленных ЯРОО в ядерно безопасное состояние (удаление ЯМ, ОЯТ)	В основном выполнена или выполняется	Под удаление топлива АМБ формируется инфраструктура
Удаление и/или переработка технологических сред, наличие которых требует большого объема технического обслуживания, обеспечение надежной долговременной изоляции этих сред	В основном выполнена или выполняется	
Сохранение и поддержание целостности и эффективности защитных барьеров безопасности в соответствии с положениями и требованиями нормативных правовых документов	Выполнена	Чрезвычайных ситуаций на объектах наследия не происходило

Продолжение таблицы 3.2.1

Задача	Общая характеристика решения задачи	Примечания
Разработка концептуальных подходов (локальных концепций) по выводу из эксплуатации объектов различного назначения (блоки АС, исследовательские установки, временные пункты хранения и др.), останов которых планируется в период до 2030 года	Выполнена по ПУГР, графиту, пунктам хранения РАО и др. объектам	
Разработка документации для получения лицензий на вывод из эксплуатации объектов, эксплуатация которых прекращена до 2007 года	В основном выполнена или выполняется	
Корректировка действующей и разработка новой нормативно-правовой базы, регламентирующей деятельность по выводу из эксплуатации, обращению с РАО и ОЯТ, в условиях развития ядерно-промышленного комплекса и с учетом новых правовых, имущественных и финансовых аспектов	Решения в стадии проработки, в основном выполнена по обращению с РАО	В отрасли состоялся ряд совещаний по данному вопросу
Разработка новых требований и критериев снятия ЯРОО из-под контроля органов регулирования безопасности и регламентирования деятельности по выводу ЯРОО из эксплуатации в рамках действующей и проектируемой нормативной правовой базы	Решения в стадии проработки	Частично решены вопросы определения статуса, в том числе отнесения части объекта к РАО и признания их особыми
Разграничение пределов ответственности и финансирования работ по выводу ЯРОО из эксплуатации между государством и субъектами хозяйственной деятельности	Решения в стадии проработки	Решена только в части накопленных РАО
Взаимувязка в единой логистической структуре деятельности по выводу ЯРОО из эксплуатации с деятельностью по обращению с РАО и обращению с ОЯТ, в том числе с учетом работ, предусмотренных ФЦП ЯРБ	Частично выполнена в рамках проекта ФЦП ЯРБ 2	
Разработка в рамках ФЦП ЯРБ программы вывода ЯРОО из эксплуатации на средне- и долгосрочную перспективу с учетом Программы развития атомного энергопромышленного комплекса России	Программа сформирована для периода до 2025–2030 годов	
Создание опытно-демонстрационных центров (ОДЦ) по выводу ЯРОО из эксплуатации	Созданы и функционируют ОДЦ УГР, опытно-демонстрационного инженерного центра вывода из эксплуатации АЭС (ОДИЦ)	

Продолжение таблицы 3.2.1

Задача	Общая характеристика решения задачи	Примечания
Создание отраслевой информационной системы по выводу ЯРОО из эксплуатации	Разработана концепция ОИС ВЭ, ведутся работы по созданию корпоративного и локальных уровней.	Функционирует более 15 локальных ИС ВЭ

3.2.2. Концепция отраслевой информационной системы вывода из эксплуатации

Роль современных информационных технологий в различных отраслях трудно переоценить. В особой мере это относится к организации работ по выводу из эксплуатации. Сам масштаб проблемы требует информационной поддержки — количество автономных объектов использования атомной энергии, относящихся к категориям ядерная установка, радиационный источник и пункт хранения, исчисляется уже тысячами. Количество объектов, в отношении которых к началу реализации ФЦП ЯРБ непосредственно велись или прорабатывались вопросы вывода из эксплуатации, превышало 200 позиций, а в горизонте планирования на 10–20 лет — около 500.

Главным доводом в пользу применения информационных технологий явилась необходимость интеграции и сохранения информации, необходимой для вывода из эксплуатации конкретного объекта и понимание того, что эта же информация в полном или частичном объеме может быть применена для вывода из эксплуатации иного объекта.

Понимание этих и ряда иных обстоятельств инициировало разработку в 2008–2009 годах концепции Отраслевой информационной системы по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов (ОИС ВЭ ЯРОО). Она задумывалась как многоуровневая распределенная информационная система, обеспечивающая эффективное управление проектами по ВЭ, интегрирующая для каждого ЯРОО или их групп необходимый объем инженерно-технической информации по всем аспектам ВЭ, обеспечивающая доступ к информации организациям-участникам работ по ВЭ объекта, и организующая обмен технологическим и методическим опытом по ВЭ для организаций Госкорпорации «Росатом».

Концепция ОИС ВЭ ЯРОО разрабатывалась на основе положений: «Концепции вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения», утвержденной в 2008 году, законодательства Российской Федерации, международных рекомендаций и стандартов МАГАТЭ, приказа Росатома от 30.06.2008 г. № 232 «О временном порядке организации работ по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии», приказа от 26.12.2008 г. № 710 «О подготовке к внедрению в организациях Госкорпорации «Росатом» международных стандартов ISO/IEC 15288:2008 и ISO 15926», приказа от 10.03.2009 г. № 129 «О мерах по формированию системы нормативного обеспечения единства управления жизненным циклом объектов атомных технологий», Программы деятельности Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на долгосрочный период (постановление Правительства Российской Федерации от 20 сентября 2008 г. № 705). Уровень раз-

вития современных информационных технологий позволял предположить, что ОИС ВЭ ЯРОО может стать важной частью системы управления жизненным циклом объектов атомной энергетики.

В Концепции отмечалось, что деятельность по выводу из эксплуатации принимает промышленный масштаб. Создание унифицированных информационных систем по ВЭ ЯРОО и их объединение в рамках ОИС ВЭ ЯРОО позволит более эффективно управлять как инженерно-техническими, так и организационно-экономическими аспектами процесса вывода из эксплуатации.

Концепция определила цели и назначение ОИС ВЭ ЯРОО, ее уровни и функциональные блоки, состав и структуру входящих в нее информационных систем, организационно-технические аспекты ее создания и применения. К области применения Концепции было отнесено информационное обеспечение корпоративного управления и объектовых мероприятий по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов, находящихся в ведении Госкорпорации «Росатом».

В Концепции предусматривалось, что создание ОИС ВЭ ЯРОО и ее отдельных элементов необходимо осуществлять с учетом особенностей ведения работ по выводу из эксплуатации и их информационному обеспечению, которые определяются:

- наличием большого количества объектов ядерного наследия, работы по ВЭ которых целевым образом финансируются из средств федерального бюджета;
- нормативно-правовыми требованиями в части вывода из эксплуатации и состоянием их реализации, включая:
 - требования нормативных документов по созданию баз данных по выводу из эксплуатации (НП-012-99, НП-007-98, НП-057-04, РБ-013-2000 и т.д.);
 - наличие реализованных решений по информационному обеспечению процессов проектирования и эксплуатации групп объектов использования атомной энергии (РД ЭО 0582-2005, «Концерн Росэнергоатом»).
- широким диапазоном содержания и продолжительности программ ВЭ конкретных объектов — от полного демонтажа до программ, предполагающих длительную выдержку или консервацию на месте;
- возможностями снижения затрат на вывод из эксплуатации объектов ядерного наследия за счет оптимального выбора конечного состояния каждого объекта, исключения дублирования разработки технологий вывода, повышения качества их планирования;
- решениями по развитию информационных технологий и систем управления на уровнях Госкорпорации «Росатом» и основных организаций (ОАО «Атомэнергпром», ОАО «Концерн «Росэнергоатом» и др.), включая решения по организации единства управления жизненным циклом объектов;
- наличием не стандартизированных баз данных и информационных систем (ИС) ВЭ отдельных объектов (ЛАЭС, БелАЭС, НВАЭС, КуАЭС и т. д.) и отсутствием ИС для большинства объектов, эксплуатация которых прекращена или будет вскоре завершена.

Главными способами обеспечения безопасности и снижения издержек при ведении работ по конкретному объекту являются оптимизация решений по планируемому конечному состоянию объекта, детальная отработка технологии ведения работ, в том числе на тренажерах.

Высокий потенциал современных информационных технологий (системы управления проектами, проектирование и моделирование, сохранение знаний,

коммуникационные возможности и т.д.) и величина ожидаемого экономического выигрыша от эффективной организации работ по выводу из эксплуатации предопределили ситуацию, в которой при создании ИС следует ориентироваться на наиболее известных поставщиков базового программного обеспечения, а также следовать стандартам в области структуризации передачи данных (ISO 15926). Экспорт технологий в области ВЭ и технологий обеспечения ядерной и радиационной безопасности также возможен только при наличии их современного информационного обеспечения.

С учетом изложенного был предложен комбинированный подход к созданию ОИС ВЭ, предусматривающий:

- категорирование локальных информационных систем с учетом особенностей программы вывода из эксплуатации ЯРОО, ее длительности, серийности и других особенностей объекта;
- выработку дифференцированных требований к функциональным возможностям локальных ИС ВЭ;
- создание демонстрационных информационных систем вывода из эксплуатации с выраженным экспортным потенциалом.

Целями создания ОИС ВЭ ЯРОО стали:

- обеспечение долгосрочного корпоративного планирования работ по выводу из эксплуатации ЯРОО;
- аккумуляция и сохранение знаний, эффективное управление ими в целях реализации завершающих этапов вывода из эксплуатации ЯРОО;
- безусловное обеспечение безопасности при ВЭ ЯРОО;
- снижение издержек при выполнении работ по выводу из эксплуатации ЯРОО;
- создание и развитие рынка инжиниринговых услуг в сфере вывода из эксплуатации и экспорта технологий.

Основными задачами ОИС ВЭ ЯРОО были определены:

- внедрение современных методов управления проектами ВЭ на всех уровнях;
- накопление и систематизация опыта выполнения работ по выводу из эксплуатации, в том числе для получения адекватных оценок временных, финансово-ресурсных затрат на реализацию будущих проектов по выводу из эксплуатации;
- информационное обеспечение планирования, проектирования и реализации работ по выводу из эксплуатации ЯРОО, в том числе, при проведении КИРО, разработке объектовых концепций, программ, проектов ВЭ;
- накопление и длительное сохранение инженерно-технической информации с обеспечением наглядных средств представления состава и структуры ЯРОО, основанных в том числе на использовании трехмерных инженерных моделей объектов и признанных форматах передачи информации иным участникам, привлекаемым к работам по ВЭ на различных стадиях жизненного цикла;
- создание реальных возможностей для обмена опытом, технологиями и методиками по выводу из эксплуатации между эксплуатирующими и проектно-конструкторскими организациями, инжиниринговыми компаниями.

ОИС ВЭ ЯРОО предлагалось создать в виде взаимосвязанной трехуровневой информационной системы. В качестве уровней ОИС ВЭ ЯРОО были предложены:

Корпоративный уровень, функционирующий в интересах центрального аппарата Госкорпорации «Росатом», управляющих структур ОАО «Атомэнергпром», явля-

ющихся заказчиками и участниками организации работ по выводу из эксплуатации, осуществляющих контроль и надзор за реализацией работ по ВЭ.

Интеграционный уровень, на котором происходит аккумулирование инженерной и технологической информации по основным аспектам вывода из эксплуатации однотипных групп объектов.

Локальный уровень для организации непосредственного информационного обеспечения планирования, проектирования и реализации работ по выводу из эксплуатации конкретных ЯРОО.

В качестве основных информационных блоков ОИС ВЭ ЯРОО определены информационно-управляющий (ИУБ), объектно-технологический (ОТБ) и предметно-технологический (ПТБ) блоки. При этом предусматривалось, что ИУБ и ОТБ используют внутренние информационные сети Госкорпорации «Росатом» с учетом требований по защите информации, а отдельные разделы предметно-технологического блока, в том числе в части коммерческих технологий, должны быть открыты для свободного доступа.

Информационно-управляющий блок

ИУБ задумывался как совокупность систем управления проектами в области вывода из эксплуатации, функционирующих на всех уровнях ОИС ВЭ ЯРОО, включая проекты создания и развития ОДЦ. На корпоративном уровне ИУБ должен был обеспечить:

- контроль и управление корпоративной деятельностью по ВЭ ЯРОО;
- вариантное планирование работ по выводу из эксплуатации ЯРОО;
- управление проектами по выводу из эксплуатации и формирование отчетов о различных аспектах выполнения работ по ВЭ;
- прогнозирование объемов образования РАО при выводе из эксплуатации ЯРОО и планирование последующей деятельности по обращению с ними;
- информационный обмен с иными общекорпоративными системами, включая подсистему аккумуляции и расходования средств соответствующего фонда, аварийного реагирования, обращения с РАО.

Функции информационно-управляющего блока на корпоративном уровне реализуются в виде центральной информационной системы управления проектами вывода из эксплуатации ЯРОО.

На интеграционном уровне ОИС ВЭ ЯРОО информационно-управляющий блок должен был обеспечить:

- анализ информации о финансовых, временных и других показателях работ по выводу из эксплуатации на группах ЯРОО;
- информационную поддержку корпоративного уровня ОИС ВЭ ЯРОО.

Функции ИУБ на интеграционном уровне реализуются кустовыми информационными системами вывода из эксплуатации.

На локальном уровне ОИС ВЭ ЯРОО информационно-управляющий блок должен был обеспечить:

- информационную поддержку корпоративного и интеграционного уровней ОИС ВЭ ЯРОО;
- текущий контроль и управление процессами вывода из эксплуатации конкретных объектов.

Функции ИУБ на локальном уровне реализуются ЛИС ВЭ.

Объектно-технологический блок

ОТБ реализуется на интеграционном и локальном уровнях и обеспечивает интеграцию для каждого ЯРОО или их групп необходимого объема инженерно-технической информации по всем аспектам вывода из эксплуатации. Основные пользователи информации данного блока — организации-участники работ по выводу из эксплуатации и опытно-демонстрационные центры. ОТБ должен был обеспечить:

- хранение и актуализацию всей необходимой проектной, конструкторской, эксплуатационной и другой инженерно-технической документации и данных, требуемых при ВЭ ЯРОО (конструкция зданий, сооружений и оборудования, концепция ВЭ, программа ВЭ, проект ВЭ и проекты организации работ, данные КИРО и оперативной радиационной обстановки, сведения о РАО, ОЯТ и ЯМ);
- информационный обмен (в объеме, требуемом для целей вывода из эксплуатации) с иными информационными системами поддержки эксплуатации — автоматизированного контроля радиационной безопасности, технического обслуживания и ремонтов, учета и контроля РВ и РАО, системой инженерно-технического документооборота и т. д.;
- применение инженерных моделей ЯРОО (двух- и трехмерных) для задач моделирования и прогнозирования конечного и промежуточных состояний ЯРОО, информационного обеспечения выполнения расчетных задач, прогнозирования образования РАО, ожидаемых дозовых нагрузок на персонал, выбора оптимального варианта осуществления работ по ВЭ, визуальной навигации по информации и визуализации данных;
- формирование отчетов о составе, структуре, общих параметрах объекта, работах по выводу из эксплуатации, включая степень достижения конечного состояния, радиационной обстановке, наличии РАО, ОЯТ.

Предметно-технологический блок

ПТБ задумывался как функционирующий в интересах пользователей всех уровней ОИС — для обмена опытом, поиска оптимальных технических и технологических решений, и, в перспективе, развития рынка инжиниринговых услуг в сфере вывода из эксплуатации. Информационное наполнение ПТБ в части инновационных или апробированных коммерческих технологий ведения работ должны обеспечить системы интеграционного уровня, включая данные опытно-демонстрационных центров. При этом предусматривалось, что ПТБ по своей структуре подразделяется на область общего доступа (включая англоязычную) и индивидуальные области организаций.

Концепция была утверждена и стала значимым ориентиром для проведения практических работ по ее реализации.

3.2.3. Актуализация отраслевой концепции вывода из эксплуатации

Актуализация ранее принятой Концепции была обусловлена, в том числе одним из ее положений о необходимости пересмотра в 2011 году, а также вступлением в силу Федерального закона от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации», содержащего новые требования, понятия и принципы организации работ по обращению с РАО.

Введение Федерального закона об обращении с РАО внесло принципиальные коррективы в процессы, касающиеся подготовки и ведения работ по ВЭ, в частности, обязательность захоронения РАО, введение категории особых РАО, которые могут храниться и захораниваться в местах их нахождения, необходимость создания Единой государственной системы обращения с РАО (ЕГС РАО), регламентирующей порядок обращения с РАО, в том числе, с образующимися при ВЭ ЯРОО. В этой связи появилась острая необходимость пересмотра основных положений Концепции в части обращения с РАО и финансовых аспектов реализации мероприятий по ВЭ.

Утвержденная 15.07.2014 г. Концепция определяет основные направления формирования единой политики Госкорпорации «Росатом» в области вывода из эксплуатации ЯРОО, направленные на достижение взаимосвязанных мер нормативного, правового, организационно-технического и экономического характера, обеспечивающих планомерную и последовательную реализацию работ по ВЭ ЯРОО при обеспечении действующих требований безопасности и защиты персонала, населения и окружающей среды.

Целью Концепции является создание Отраслевой системы ВЭ ЯРОО, находящейся в ведении Госкорпорации «Росатом», которая была бы тесно взаимосвязана с создаваемыми ЕГС РАО и системой обращения с ОЯТ.

Реализацию положений новой Концепции в части планирования управления ВЭ каждого объекта использования атомной энергии (ОИАЭ) подразумевается осуществлять единым документом — Планом ВЭ, который должен подвергаться последовательным итерациям на всех стадиях жизненного цикла с привязкой к условиям площадки размещения ОИАЭ.

С целью нормативной формулировки методов корректного перехода к новой системе планирования в Концепции вводятся термины, определяющие стадии жизненного цикла, и механизмы, позволяющие реализовать такой переход.

Концепция конкретизирует основные, ранее не закрепленные понятия, важные для организации вывода из эксплуатации, что позволяет разграничить мероприятия, проводимые на разных стадиях: окончательный останов, подготовка к ВЭ, ВЭ, а также определить области применения мер по ВЭ, в частности, ОИАЭ, как объектов применения Федерального закона «Об использовании атомной энергии», а также ядерно и радиационно опасных объектов как частного случая ОИАЭ в рамках принятия отдельного решения о выводе из эксплуатации.

При определении «вывод из эксплуатации ЯРОО» сделан акцент на *«достижение установленного проектом ВЭ конечного состояния объекта в целях его полного или частичного освобождения из-под контроля органов регулирования безопасности в соответствии с действующими нормами и правилами»*

Принципиально важный термин «конечное состояние ЯРОО после ВЭ», характеризующий критерий окончания работ по выводу из эксплуатации, определяется обоснованным программой или проектом ВЭ состоянием ЯРОО. Термин «подготовка ОИАЭ к ВЭ», необходимый для обобщения мероприятий на этапах проектирования, сооружения и эксплуатации ОИАЭ, определяет эффективность последующего вывода из эксплуатации.

Термин «окончательный останов ОИАЭ» закрепляет общепринятое понятие для его использования при выводе из эксплуатации.

Определение уровня и принципиального содержания документа «концепция ВЭ», устанавливающего цели, задачи, основные принципы, технико-экономические

и временные показатели, позволяет выделить оптимальный набор вариантов ВЭ ЯРОО.

Впервые дано принципиальное определение термину «объект ядерного наследия» в привязке к механизму финансирования мероприятий по ВЭ.

Введен новый термин «план вывода из эксплуатации», описывающий содержание документации, необходимой для планирования и выполнения работ по подготовке и выводу из эксплуатации ОИАЭ на всех этапах его жизненного цикла.

В Концепции также описываются термины «риск-менеджмент (управление рисками)», «принцип ALARA (As Low As Reasonably Achievable)» и «средства технологического оснащения (СТО)», позволяющие оптимизировать выполнение мероприятий по подготовке и выводу из эксплуатации

Содержание введения осталось неизменным в сравнении с предыдущей версией Концепции, так как базовые принципы и проблемы актуальны и по сей день.

Область применения Концепции распространяется на принадлежащие Российской Федерации, учреждениям и подведомственным предприятиям, акционерным и дочерним обществам Госкорпорации «Росатом» ядерные установки, радиационные источники, пункты хранения ЯМ, РВ и РАО и/или их части, выполняющие функции ядерной установки, радиационного источника или пункта хранения в объеме, определенном проектами их сооружения за исключением пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО).

Целью Концепции является определение основных направлений создаваемой отраслевой системы ВЭ ЯРОО, способной обеспечить комплексный подход к ВЭ и учитывающей технические, экологические, экономические, организационные, социальные и иные аспекты для эффективного управления и выполнения работ по ВЭ ЯРОО, включая максимально возможное использование при ВЭ ЯРОО инфраструктуры площадок, своевременное и достаточное финансирование работ по ВЭ ЯРОО, минимизацию затрат на ВЭ ЯРОО, взаимодействие с другими системами, учет при ВЭ ЯРОО российского и зарубежного опыта.

Раздел Концепции «современное состояние и перспективы работ по выводу из эксплуатации ЯРОО предприятий Госкорпорации Росатом» более детально описывает основные факторы, препятствующие полномасштабному развертыванию работ по ВЭ Госкорпорацией «Росатом» и эксплуатирующими организациями (ЭО):

— *«отсутствие как в Госкорпорации «Росатом», так и в ЭО достаточных финансовых средств и механизма их накопления в специальных фондах, предназначенных для обеспечения работ по ВЭ ЯРОО;*

— *отсутствие необходимого количества ПЗРО достаточного объема, что не позволяет обеспечить своевременное захоронение РАО, образующихся от деятельности по ВЭ ЯРОО;*

— *неполнота нормативно-правовой базы по регулированию вопросов ВЭ ЯРОО, связанная с отсутствием федеральных законов, подзаконных актов, отраслевых (ведомственных) правил и рекомендаций, в необходимом объеме регламентирующих подготовку и ВЭ ЯРОО, включая создание рыночных механизмов для эффективного ведения работ;*

— *отсутствие нормативно-правовой базы, регламентирующей отнесение ЯРОО к объектам ядерного наследия, отсутствие социально-экономических условий, стимулирующих деятельность ЭО и органов государственной власти всех уровней в области ВЭ ЯРОО и создания ПЗРО.»*

«Место и роль» мероприятий по выводу из эксплуатации определяется процессами на завершающей стадии жизненного цикла ОИАЭ.

Отмечено, что *«ВЭ — это затратный процесс, финансирование которого может осуществляться из различных источников:*

— за счет средств, аккумулированных ЭО на счетах специальных фондов в период эксплуатации ОИАЭ, а при их отсутствии (что актуально для объектов наследия) — целевых средств федерального бюджета, средств бюджетов субъектов Российской Федерации;

— средств специальных резервных фондов Госкорпорации «Росатом»;

— иных средств, использование которых не противоречит законодательству Российской Федерации.»

Мероприятия, позволяющие повысить эффективность работ по ВЭ, должны реализовываться на всех стадиях жизненного цикла.

Работы по подготовке к ВЭ должны быть предусмотрены на стадиях проектирования, сооружения и эксплуатации ОИАЭ и направлены на оптимизацию и облегчение последующего ВЭ: сбор, актуализацию и сохранение сведений, необходимых для ВЭ ОИАЭ, проведение инженерных и радиационных обследований, а также подготовку необходимых документов для разработки программы ВЭ.

Концепцией предполагается два базовых варианта вывода из эксплуатации: «ликвидация», предусматривающий немедленный или отложенный демонтаж зданий и сооружений с последующей реабилитацией территории с целью снятия с контроля и «захоронение на месте», предусматривающий перевод объекта в пункт размещения особых РАО, а затем в пункт консервации особых РАО.

Сформулированы основные принципы реализации мероприятий по ВЭ:

— «ВЭ ЯРОО в целом или его части не должен влиять на безопасность эксплуатации других ОИАЭ, находящихся на площадке;

— ВЭ ЯРОО в целом или его части должен быть согласован с работами по ВЭ иных находящихся на площадке ЯРОО;

— планирование работ по ВЭ должно производиться с учетом финансовых и социально-экономических факторов;

— для снижения издержек на работы по ВЭ и обращению с РАО должно обеспечиваться максимально возможное возвращение в хозяйственный оборот материалов, отходов и оборудования, пригодных для повторного использования;

— приоритетность применения технологических процессов и операций, приводящих к сокращению объема образующихся РАО и снижению дозовых нагрузок на персонал, исходя из принципа ALARA;

— максимальное использование для проведения работ по ВЭ оборудования и СТО, имеющихся на выводимом из эксплуатации объекте или применяемых в отрасли;

— запрет на сооружение объектов и использование технологий, заведомо приводящих к образованию особых РАО.»

Одним из важных аспектов реализации работ по ВЭ отмечено создание системы планирования ВЭ проектируемых, строящихся и действующих ОИАЭ.

Особенность предлагаемой системы планирования заключается в управлении ВЭ ОИАЭ на основе единого документа — Плана ВЭ, *«который должен подвергаться последовательным итерациям на всех стадиях жизненного цикла с учетом изменений как самих объектов, так и изменений в научно-технических и финансово-экономических областях, влияющих на ВЭ».*

Переход на новую систему предполагается осуществить постепенно. Разработка требований к Плану ВЭ и корректировка действующих нормативных документов должна проходить в два этапа, согласно стадиям жизненного цикла объекта:

- проектирование, сооружение и эксплуатация ОИАЭ;
- вывод из эксплуатации с учетом подготовки к ВЭ при эксплуатации ОИАЭ.

Раздел «Обращение с РАО при ВЭ ЯРОО» описывает факторы, характеризующие текущее состояние работ, в числе которых: наличие значительных объемов, накопленных РАО, ожидаемых при масштабном ВЭ ЯРОО, подлежащих переработке; отсутствие утвержденной схемы территориального планирования Российской Федерации в части захоронения РАО; необходимость разделения РАО в целях определения ответственности и источников финансирования на накопленные и образующиеся при ВЭ ЯРОО. Данный раздел также определяет требования по учету этих факторов в проекте ВЭ объекта и обеспечении необходимыми финансовыми средствами в рамках деятельности по ВЭ.

Раздел «Деятельность Госкорпорации «Росатом» по ВЭ ЯРОО» в целом воспроизводит ранее определенные стратегические задачи Госкорпорации в области ВЭ и основные направления их реализации.

Отдельным разделом «Деятельность ЭО по ВЭ ЯРОО» выделена обязанность эксплуатирующих организаций разработки программ подготовки и ВЭ ЯРОО, а также обеспечение условий сбора, анализа и сохранения информации, важной при подготовке и ВЭ.

Необходимость совершенствования и развития существующей системы организационного обеспечения показана в разделе «Развитие организационного обеспечения проведения работ по ВЭ ЯРОО». Основные направления модернизации:

«1. Внесение изменений в действующее законодательство в области ВЭ ЯРОО.

2. Для проектируемых и строящихся ОИАЭ — введение системы обязательного планирования ВЭ на стадии проектирования объектов, включая разработку и регулярную актуализацию Плана ВЭ и ООБ ВЭ на всех стадиях их жизненного цикла.

3. Для действующих и окончательно остановленных ОИАЭ — введение дифференцированного подхода при планировании ВЭ с учетом конструктивных и эксплуатационных особенностей объектов и степени (ранга) их потенциальной ядерной и радиационной опасности.

4. Разработка требований к обязательному объему КИРО при ВЭ ЯРОО с учетом положений концепций ВЭ объектов.

5. Внедрение системы риск-менеджмента при ВЭ ЯРОО.

6. Внедрение принципов проектного управления при ведении работ по подготовке к ВЭ и ВЭ.

7. Разработка документов отраслевого уровня, необходимых для создания и функционирования ОС ВЭ ЯРОО, в т.ч. в части установления механизмов и процедур взаимодействия с другими федеральными органами управления использованием АЭ.»

В разделе «Финансовое обеспечение ВЭ ЯРОО» описаны основные источники текущего финансирования деятельности по ВЭ, а также отмечена необходимость закрепления положений об источниках финансирования деятельности по ВЭ объектов «ядерного наследия» из средств федерального бюджета, для остальных объектов, не являющихся объектами «ядерного наследия», — из специальных резервных фондов.

«Деятельность в сфере научно-технического и технологического обеспечения работ по ВЭ ЯРОО должна быть направлена на интенсивное развитие национальной научно-технической, опытно-конструкторской и производственной инфраструктуры, необходимой для промышленной отработки существующих (референтных) и разработки и внедрения новых (инновационных) технологий и СТО», о чем говорится в разделе «Научно-техническое, технологическое и информационное обеспечение ВЭ ЯРОО».

Отмечена необходимость развития и внедрения технологий, обеспечивающих эффективное и безопасное выполнение работ по ВЭ ЯРОО.

Проведение НИОКР по ряду актуальных направлений, указанных в Концепции, должно координироваться и выполняться опытно-демонстрационными центрами в рамках их текущей деятельности.

Информационная поддержка работ должна осуществляться с применением отраслевой информационной системы вывода из эксплуатации, целью которой служит сохранение и актуализация информации об объектах, а также снижение издержек при реализации ВЭ, эффективное планирование и управление работами по ВЭ, и, в конечном итоге, создание рынка инжиниринговых услуг в области ВЭ.

В разделе «Создание условий социально-экономического характера при ВЭ ЯРОО» описана необходимость «взаимодействия с населением, общественностью, органами государственной власти и самоуправления, средствами массовой информации, разъяснения целей и конечных результатов реализации проектов ВЭ ЯРОО», а также планирование и учет мер по социальной защите персонала при реализации мероприятий по ВЭ.

Воплощение основных положений Концепции требует выполнения последовательных временных шагов, запланированных в ближайшей перспективе (до 2030 года).

«Основные направления реализации Концепции» предусматривают три горизонта задач — до 2016 года, до 2020 года и до 2030 года.

В заключении указывается, что Госкорпорацией «Росатом» решение проблем ВЭ ЯРОО рассматривается как приоритетное направление развития атомной отрасли, которое находится в неразрывной связи с созданием отраслевых систем ВЭ ЯРОО и обращения с ОЯТ, а также с созданием ЕГС РАО.

В результате модернизации Концепции она приобрела более строгие очертания, по которым можно сделать вывод о продвижении в направлении как конкретизации текущих проблем, так и развития путей их решения.

Реализация заявленных целей Концепции позволит создать нормативную базу и механизмы планирования мероприятий, оптимизировать методы достижения конечного состояния объектов, развить компетенции и сформировать рынок услуг в области вывода из эксплуатации.

3.3. Практические мероприятия по выводу из эксплуатации в рамках ФЦП ЯРБ

Вопросы разработки и начальных этапов реализации ФЦП ЯРБ детально описаны в томах 1 [1] и 2 [3] настоящей монографии. В рамках данного раздела остановимся только на составе мероприятий по выводу из эксплуатации, который реализован в рамках ФЦП ЯРБ. Из определенных в 2007 году Правительством Российской Федерации государственных заказчиков Программы работы по выводу из эксплуатации предусматривались по объектам Федерального агентства по атомной энергии, Федерального агентства морского и речного транспорта, Федерального медико-биологического агентства, Федерального агентства по промышленности, Федерального агентства по науке и инновациям, Федерального агентства по образованию. Основной объем работ предусматривался по объектам Федерального агентства по атомной энергии (ныне Госкорпорация «Росатом») и объектам Курчатковского Ин-

ститута, в то время подведомственным Федеральному агентству по науке и инновациям.

Вывод ядерно и радиационно опасных объектов из эксплуатации и реабилитация территорий были отнесены к ключевым индикаторам Программы. На момент завершения Программы планировалось:

- подготовить к выводу из эксплуатации 188 ЯРОО;
- ликвидировать 42 ЯРОО;
- реабилитировать радиационно загрязненные территории.

ФЦП ЯРБ предусматривала также реализацию мероприятий по инвентаризации ЯРОО и проведение ряда научно-исследовательских работ, направленных на обеспечение вывода из эксплуатации, которые будут рассмотрены отдельно.

Управление работами по реализации ФЦП ЯРБ в целом и выводу из эксплуатации в частности в Федеральном агентстве по атомной энергии, а затем и в Госкорпорации «Росатом» поэтапно адаптировалось к новым условиям функционирования отрасли и в целом обеспечило успешное управление работами, включая формулирование технических заданий на выполнение работ, их корректировку, контроль за исполнением и приемку работ. В главе 4 тома 2 [3] детально рассмотрены причины и механизмы корректировок отдельных мероприятий и Программы в целом, среди которых можно выделить три главных — бюджетные ограничения, обусловленные принятием соответствующих законов о Федеральном бюджете, организационные, связанные с изменениями государственных заказчиков, и технологические. В области вывода из эксплуатации технологические причины играли доминирующую роль. Например, в начальной версии программы по ряду объектов предусматривались работы по реконструкции объекта, но в ходе комплексного инженерно-радиационного обследования устанавливалась ее нецелесообразность или просто невозможность и в конечном итоге реализовывался проект демонтажа. В целом для ФЦП ЯРБ было характерно очень сильное понятийное разнообразие, обусловленное тогдашней нормативно-правовой неопределенностью ряда процессов и понятий и имевшейся на момент утверждения Программы документацией.

Уже к 2013 году сформировались предпосылки для прогнозирования достижения основных целей Программы [4]. По состоянию на середину 2014 года можно еще более уверенно прогнозировать, что Программа в части работ по выводу из эксплуатации будет полностью выполнена, то есть будут достигнуты установленные значения целевых показателей (рис. 3.3.1).

3.3.1. Вывод из эксплуатации — завершённые и планируемые к завершению до 2015 года работы

Более детально рассмотрение итогов работ начнем с относительно компактных во времени работ, по которым было возможно завершение в полном объеме до 2015 года.

Наиболее простой пример — работа, в которой государственным заказчиком выступало Федеральное агентство морского и речного транспорта. В рамках мероприятия «Вывоз с объектов навигационного обеспечения Северного морского пути и утилизация радиоизотопных термоэлектрических генераторов, снятых с эксплуатации», в 2008—2012 годы были обследованы и демонтированы 6 снятых с эксплуатации РИТЭГов (бывшие объекты навигационного обеспечения Северного морского пути). Эти и ранее вывезенные РИТЭГИ были разобраны с извлечением радионуклидных

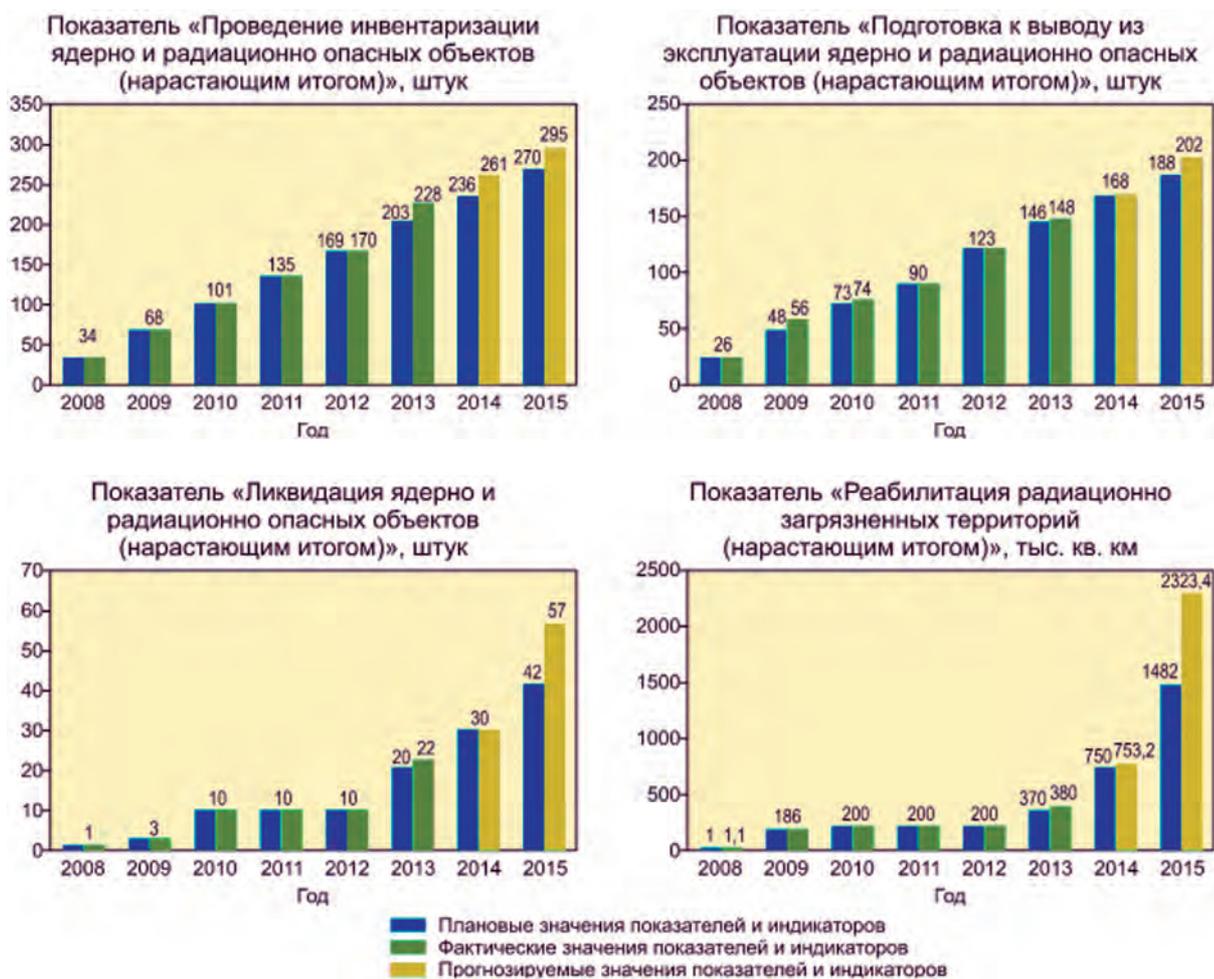


Рис. 3.3.1. Динамика достижения целевых показателей ФЦП ЯРБ

источников тепла и транспортировкой последних на ФГУП «ПО «Маяк». Работы выполнены в полном объеме. Наиболее радиационно опасные работы проводились в организациях Госкорпорации «Роасатом».

Вывод из эксплуатации не всегда является сложным и наукоемким процессом. Зачастую, когда речь идет о радиационных источниках, используются более простые понятия — ликвидация объекта, разрядка источника. Однако и эти операции требуют значительных временных и финансовых затрат, высокой квалификации, технологической оснащенности. Одной из немногих организаций, имеющих производственную базу, квалифицированный и опытный персонал, является ОАО «В/О «Изотоп». В период 2009–2012 годов на производственной базе этой организации были разобраны 154 мощных источника (типа РИТЭГ), в том числе в рамках ФЦП ЯРБ — 30 единиц. Из них изъяты и переданы на долговременное хранение 165 радиоизотопных источников тепла (РИТ), остаточная активность которых составила 4180 кКи.

К такого же рода быстрым работам можно отнести еще несколько. В 2008–2009 годах были завершены работы по выводу из эксплуатации облучательных установок РОС-3 «Пшеница» и АГАТ-Р ОАО «Научно-исследовательский институт технической физики и автоматизации» (г. Москва). В эти же годы были выполнены работы по выводу из эксплуатации ядерной установки ПКС СО-2М ОАО «Ведущий научно-исследовательский институт химической технологии» (г. Москва).

В рамках мероприятий ФЦП ЯРБ по объектам ФГУП «Научно-исследовательский институт приборов» (г. Лыткарино, Московская область) в 2008–2009 годах были выполнены работы по выводу из эксплуатации реакторов ВВРЛ-02 и ВВРЛ-03, подготовительные работы по которым описаны в разделе 3.1, и хранилищ отработавшего ядерного топлива.

В рамках мероприятия «Реконструкция корпусов 7, 24, 124 и 197, включая проектно-изыскательские работы, ОАО «Химико-металлургический завод» (г. Красноярск)» в 2008–2009 годах был осуществлен вывод из эксплуатации объектов уранового производства. Содержание выполненных работ описано в главе 4 тома 2 настоящей монографии.

В 2008–2010 гг. выполнены мероприятия по ликвидации последствий радиоактивного загрязнения территории, объектов и накопленных радиоактивных отходов, образовавшихся в результате работ по получению препаратов первого российского радия в г. Менделеевск республики Татарстан. В рамках мероприятий выполнены работы по выводу из эксплуатации объектов бывшего радиевого завода и реабилитации территорий с последующим их возвращением в хозяйственный оборот.

В 2008–2013 гг. выполнены работы по подготовке и выводу из эксплуатации высокоактивированных мишенных узлов экспериментальных установок и оборудования ускорительного комплекса У-70 ФГБУ «ГНЦ РФ — ИФВЭ». По итогам работ выведены из эксплуатации и ликвидированы мишенный узел и оборудование канала «Позитроний», хранилище радиоактивного оборудования в здании ВК-4А, радиационно-опасные установки «Кристалл» и «Нейтринный детектор».

В 2008–2014 гг. выполнены работы по выводу из эксплуатации радиохимического отсека корпуса №2 ОАО «ВНИИХТ». Мероприятие проводится в рамках планов по повышению безопасности и выводу из эксплуатации опасных объектов и производств, расположенных в крупных населенных пунктах.

В 2008–2015 гг. ведутся работы по повышению радиационной безопасности объектов Российской академии наук. Так, на объектах РАН ФИАН, ИФХЭ РАН, ИМГ РАН, ГЕОХИ РАН завершены работы по приведению хранилищ источников ионизирующего излучения, радиоактивных веществ и РАО, лабораторий 2 класса в состояние, отвечающее требованиям ФНП.

В период 2010–2013 годов были выполнены работы по выводу из эксплуатации 3-х радиационно опасных объектов и перепрофилирование производства ФГУП Производственное объединение «Север» (г. Новосибирск).

В 2011–2012 гг. завершены работы по выводу из эксплуатации критических стендов РФ-ГС и БР-1 ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», продолжаются работы по подготовке и выводу из эксплуатации пункта хранения радиоактивных отходов — сооружения 227. Разработан проект вывода из эксплуатации хранилищ. Хранилище состоит из 4-х емкостей, в которых, по данным на 01.10.2013 г. накоплено 2060 м³ РАО с суммарной активностью — 4,86Е+10 Бк. В рамках первичной регистрации РАО отходы, размещенные в сооружении 227, отнесены к удаляемым и в 2014–2015 гг. планируется начать работы по извлечению и переработке РАО в рамках ФЦП ЯРБ.

В 2009 году были завершены работ по ликвидации открытого бассейна хранилища жидких радиоактивных отходов (объект № 354) на ФГУП «Горно-химический комбинат» (г. Железногорск, Красноярский край), а в 2011 году завершены работы по консервации бассейна Б-2 ОАО «Сибирский химический комбинат» (г. Северск, Томская область). В 2015 году планируется завершить работы по ликвидации приповерхностных водоемов Б-1 и Б-25 на той же промышленной площадке.

В рамках мероприятия «Вывод из эксплуатации исследовательской ядерной установки АСТ-1 открытого акционерного общества «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» в 2015 году планируется завершить работы по выводу из эксплуатации ядерной установки. Столь сжатые сроки работ по этой достаточно сложной и уникальной установке во многом обусловлены работами по подготовке этой ядерной установки к выводу из эксплуатации, описанными в разделе 3.1.

В рамках мероприятия «Приведение в безопасное состояние объектов ФГУП «Предприятие по обращению с радиоактивными отходами «РосРАО», находящихся на промышленной площадке ОАО «Кирово-Чепецкий химический комбинат им. Б.П. Константинова» (г. Кирово-Чепецк Кировской области)» в 2015 году планируется завершить работы по выводу из эксплуатации 3-х объектов.

В 2013 году завершены работы по консервации хранилища РАО «Миронова гора» ОАО «ПО СМП» и переводу хранилища в экологически безопасный объект. В рамках работ была создана необходимая инфраструктура по обращению с РАО и проведена очистка ЖРО.

В 2014 году планируется завершить комплекс работ по утилизации плавтехбазы «Володарский». В рамках работ планируется перевод в экологически безопасное состояние РАО активностью $4,1E+14$ Бк.

В 2015 году планируется завершить работы по консервации водоема В-9 (оз. Карачай), ФГУП «ПО «Маяк» (г. Озерск, Челябинская область). Это знаковое событие, поскольку близка к завершению 3-я очередь работ, начатых несколько десятилетий тому назад. Завершение работ по В-9 позволит приступить к консервации водоема 17 «Старое болото» на этом же предприятии. Более подробно с содержанием работ по выводу из эксплуатации и ликвидации приповерхностных хранилищ можно познакомиться в разделе 4.2 тома 2.

Среди планов на 2015 год — реабилитация территорий, загрязненных в результате проведения геологоразведочных и опытных работ ЗАО «Далур» с последующим возвратом земель в хозяйственный оборот (свыше 200 тыс. кв. м).

В период до 2015 года планируется завершить работы еще по нескольким расположенным в г. Москва объектам, которые в силу их уникальности и сложности целесообразно рассмотреть отдельно.

3.3.2. Работы по выводу из эксплуатации в г. Москва

Организация работ по демонтажу ядерно и радиационно опасных объектов, расположенных в крупных городах в условиях плотной застройки имеет свою специфику, связанную с необходимостью выполнения всего комплекса требований радиационной безопасности, полностью исключающего какое-либо дополнительное радиационное воздействие на население. К числу таких работ в рамках ФЦП ЯРБ следует отнести вывод из эксплуатации трех исследовательских реакторов в НИЦ «Курчатовский институт» и корпуса «Б» в ОАО «ВНИИНМ».

Вывод из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ

Реактор РФТ — уран графитовый реактор канального типа мощностью 10 МВт — был введен в эксплуатацию в составе первой в СССР комплексной экспериментальной материаловедческой базы в апреле 1952 года. РФТ — первый отечественный ис-

следовательский реактор, предназначенный для материаловедческих исследований. На нем реализовывалась программа по созданию и отработке конструкций ТВЭЛов практически всех реакторных проектов. После реконструкции в 1957 г. мощность реактора была повышена до 20 МВт за счет более совершенных тепловыделяющих сборок.

Реактор РФТ после 10-летнего периода интенсивной эксплуатации в 1962 г. был остановлен и частично демонтирован, а рядом с ним в том же здании сооружен более мощный петлевой реактор МР. После останова вспомогательное оборудование было демонтировано, а внутрикорпусные устройства захоронены в бетонной шахте в центральном зале реактора МР.

Физический пуск реактора МР состоялся 28 декабря 1963 года, и в 1964 году реактор был выведен на проектную мощность, равную 20 МВт. Проведенная в 1967 году реконструкция позволила значительно расширить экспериментальные возможности реактора и повысить мощность до 50 МВт (с петлевыми установками).

В 1993 г. после 30-летнего периода интенсивной эксплуатации реактор был остановлен. Затем вплоть до 2010 г. проводились работы (с 2008 года в рамках ФЦП ЯРБ) по подготовке к выводу из эксплуатации. К 2011 г. был подготовлен пакет требуемых документов и получена лицензия Ростехнадзора на вывод из эксплуатации МР, осуществлена реконструкция инженерно-технологических систем МР (электрообеспечения, тепло- и водоснабжения, спецвентиляции, пожарной сигнализации и радиационного контроля), на реакторе начаты демонтажные работы.

После демонтажа конструкций и оборудования реактора и петлевых установок МР будет проведена ликвидация внутрикорпусных конструкций реактора РФТ и создан производственный комплекс для обращения с ОЯТ и ВАО для обеспечения вывода из эксплуатации других установок. За радиологический критерий остаточного загрязнения взят гигиенический норматив для персонала группы Б.

С 2008 года по октябрь 2013 года в рамках данного мероприятия ФЦП ЯРБ были выполнены следующие основные работы:

- проведено радиационное обследование помещений реакторов МР и РФТ;
- разработана проектная документация по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ, выпущено 33 тома проектной и 19 томов рабочей документации;
- получена лицензия на вывод из эксплуатации этих реакторов;
- осуществлен демонтаж петлевых каналов в бассейне-хранилище;
- удален петлевой канал с жидкометаллическим теплоносителем из активной зоны реактора, из канала извлечена ОТВС и размещена в хранилище ОЯТ;
- проведена реконструкция систем инженерно-технического обеспечения реактора в объеме, необходимом для проведения работ по его выводу из эксплуатации;
- разработаны мобильные системы дистанционного контроля радиационной обстановки;
- выполнен демонтаж оборудования и трубопроводов контуров охлаждения реактора и петлевых установок, вспомогательного оборудования реактора;
- удалены каналы из бассейна реактора;
- фрагментировано, упаковано и удалено более 160 каналов. Суммарная активность отходов составила около 50 ТБк по радионуклидам $Co-60$ и $Cs-137$;
- демонтировано более 630 т оборудования в 30-ти с лишним подвальных технологических помещениях петлевых установок, из них к РАО отнесены более 455 т. Объем локализованной активности составил ~300,0 ГБк;

- из бассейна-хранилища удалены 28 бериллиевых блоков;
- высокоактивные части каналов и бериллиевых блоков упакованы в пеналы.

В 2013 году начаты работы по удалению радиоактивной воды из бассейна реактора, проводятся мероприятия по подготовке к демонтажу внутрикорпусных устройств реактора МР и реактора РФТ. Комплекс работ по выводу из эксплуатации планируется завершить в 2015 году. Выполненные работы стали своеобразным полигоном для получения опыта проведения КИРО. Более детально накопленный опыт рассматривается в главе 4 настоящей монографии.

Вывод из эксплуатации остановленного исследовательского реактора комплекса «Газовый завод»

Комплекс «Газовый завод» в составе экспериментальной и реакторной базы Центра функционирует с 1954 года. Комплекс расположен на берегу Москвы реки и территориально отделен от основной площадки Центра. Территория площадки размещения комплекса «Газовый завод» составляет около 4 гектаров. По внешнему периметру территории комплекс оборудован бетонным забором и оснащен современными средствами физической защиты.

В период с 1954 по 1983 годы в составе реакторной базы комплекса «Газовый завод» эксплуатировались два исследовательских реактора: ВВР-2 и ОР с мощностью 3 МВт и 300 кВт соответственно. На них проводились разнообразные экспериментальные исследования по физике водо-водяных реакторов и радиационной защите, испытания радиационной стойкости приборов и оборудования, петлевые испытания различных типов ТВЭЛов и другие исследования с использованием реакторного излучения. В 1983–1986 гг. комплекс реконструировали, для экспериментальных работ стали использовать модернизированный исследовательский реактор ОР водяного типа мощностью 300 кВт. Все системы, оборудование и конструкции двух старых реакторов были полностью демонтированы. ОЯТ и образовавшиеся в результате демонтажа ВАО были направлены на хранение во временные хранилища, сооруженные для этих целей на территории комплекса.

В 2007–2013 гг. ОЯТ демонтированных реакторов было отправлено на переработку. В 2011–2012 гг. проведено комплексное инженерно-радиационное обследование зданий и помещений реактора ОР, радиационное обследование грунта на территории комплекса, включая территорию зоны наблюдения. По предварительным оценкам объем загрязненного грунта, подлежащего удалению с территории комплекса, может составить от 2000 до 2500 м³. В 2013 году был разработан проект вывода реактора ОР из эксплуатации. В настоящий момент проектная документация утверждена государственным заказчиком работ и планируется к реализации за временными рамками ФЦП ЯРБ.

Вывод из эксплуатации корпуса «Б» ОАО «ВНИИНМ»

Во время подготовки к выводу из эксплуатации уникальных объектов может потребоваться полный пересмотр начальных планов. Так произошло, например, в Высотехнологическом научно-исследовательском институте неорганических материалов (ВНИИНМ) им. академика А.А. Бочвара в г. Москве при подготовке к выводу из эксплуатации и ликвидации исследовательского корпуса «Б» (рис. 3.3.2).

В настоящее время ВНИИНМ — ведущий научно-исследовательский институт по разработке технологий ядерного топливного цикла и по проблемам мате-



Рис. 3.3.2. Корпус «Б» ВНИИНМ

риаловедения. Институт входит в состав ОАО «ТВЭЛ». Корпус «Б» — старейшее здание института. В 1945 году корпус был переоборудован для проведения экспериментальных работ по радиохимии. В лабораториях корпуса проводились научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы, в том числе изучались и отрабатывались технологии обращения с плутонием и другими делящимися материалами, с жидкими и газообразными РАО и т.п. Наиболее интенсивные работы проводились в период до 90-х годов

прошлого века. После этого проведение НИОКР с использованием урана, плутония и других радионуклидов было поэтапно прекращено.

В период формирования ФЦП ЯРБ изначально был предусмотрен относительно небольшой объем работ на вывод из эксплуатации общей стоимостью 100 млн. руб. Планировалось провести дезактивацию помещений с последующей консервацией или конверсией здания. Однако результаты инженерно-радиационных обследований показали, что дезактивация здания невозможна и требуется полный демонтаж. Последующие предпроектные проработки, согласование и утверждение проекта привели к увеличению стоимости работ более чем в 20 раз. Следствием этого явилась корректировка Программы и дополнительное привлечение 350 миллионов внебюджетных средств. Эти средства на вывод из эксплуатации корпуса «Б» планирует выделить ОАО «ТВЭЛ».

В 2010–2013 гг. была проведена подготовка к выводу из эксплуатации [5]. По итогам всестороннего анализа возможных вариантов ВЭ принято решение о полной ликвидации корпуса «Б» и реабилитации площадки до конечного состояния «зеленой лужайки». Была разработана программа работ, отработаны технологии ВЭ, утвержден проект, проведены общественные слушания по материалам ОВОС, получено положительное заключение ФМБА, экологической экспертизы. В плане практических работ были проведены: дезактивация и удаление ядерных материалов и РАО, реконструирован санпропускник в корпус «Б», организована погрузочно-разгрузочная площадка, внутри здания создан узел для обращения с РАО и узел для обращения с нерадиоактивными отходами. По периметру площадки установлены современные системы радиационного контроля, физической защиты, пожарная сигнализация. На рис. 3.3.3 показаны некоторые моменты радиационного обследования помещений корпуса «Б». На рис. 3.3.4 представлена фотография созданного в корпусе участка для сбора, учета и контейнеризации ТРО. Участок обеспечивает герметичную упаковку РАО до их перемещения за пределы объекта.

В конце 2013 года проект вывода из эксплуатации прошел все необходимые экспертизы и получил лицензию Ростехнадзора. Только после этого и были начаты работы собственно по выводу из эксплуатации. В 2015 году все работы по корпусу «Б» должны быть завершены.



Рис. 3.3.3. Выполнение работ по радиационному обследованию лабораторных помещений в корпусе «Б»

3.3.3. Вывод из эксплуатации промышленных и энергетических реакторов

Напомним, что на территории Российской Федерации в настоящее время работают 15 энергоблоков с уран-графитовыми реакторами: 11 энергоблоков РБМК и 4 энергоблока ЭГП-6. Остановлены и находятся в процессе вывода из эксплуатации или подготовки к нему 13 промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР), два блока АМБ-100 и АМБ-200 (1 и 2-й блоки Белоярской АЭС) и реактор АМ первой в мире АЭС (г. Обнинск). ФЦП ЯРБ был предусмотрен крупный комплекс работ по выводу из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов (рис. 3.3.5), реактора АМ и подготовке к выводу реакторов типа АМБ и ЭГП.

История создания и эксплуатации промышленных реакторов достаточно детально изложена в томе 1. Вывод из эксплуатации реакторов данного типа осложнен несколькими обстоятельствами. Во-первых, это длительная эксплуатация (табл. 3.3.1), в том числе в режимах, которые по современным представлениям не могут считаться полностью безопасными. Во-вторых, для реакторных установок данного типа и, в особенности первого поколения, при проектировании, сооружении и в большой период эксплуатации не предусматривались технические решения по выводу их из эксплуатации. В-третьих, это наличие подвергшейся колоссальным нейтронным нагрузкам объемной графитовой кладки. При этом ее характеризуют такие осложняющие



Рис.3.3.4. Участок сбора и контейнеризации ТРО в корпусе «Б» ВНИИНМ

обстоятельства, как: высокие уровни наведенной активности, в том числе по таким долгоживущим радионуклидам как ^{14}C и ^{36}Cl (более 95% наведенной активности); присутствие продуктов деления и актинидов, попавших в кладку при нарушениях в работе; горючесть и наличие запасенной энергии (энергии Вигнера), способной при определенных условиях выделяться со значительным тепловыделением.

Решение задач вывода из эксплуатации ПУГР представлялось очень важным, поскольку это очень крупные установки, требующие больших расходов на содержание. Во-вторых, опыт работы с такими установками может быть перенесен на задачи вывода из эксплуатации энергетических реакторов типа РБМК, сроки эксплуатации первых из которых завершаются в ближайшее десятилетие. Общая масса облученного графита, образовавшегося в результате работы промышленных и энергетических уран-графитовых реакторов России, составляет около 50 тыс. тонн, из которых 30 тыс. тонн приходится на долю энергетических.

В рамках ФЦП ЯРБ были предусмотрены мероприятия по выводу из эксплуатации ПУГР на всех трех площадках их размещения. В работах, реализованных в период с 2008 года, активно участвовали эксплуатирующие организации, конструкторские и проектные коллективы, в том числе принимавшие участие в их создании, специально созданная организация Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов, многие специализированные организации. По большинству из реакторных установок к началу работ по ФЦП ЯРБ предшествовал подготовительный период (см. раздел 3.1). Выполнение крупных комплексов

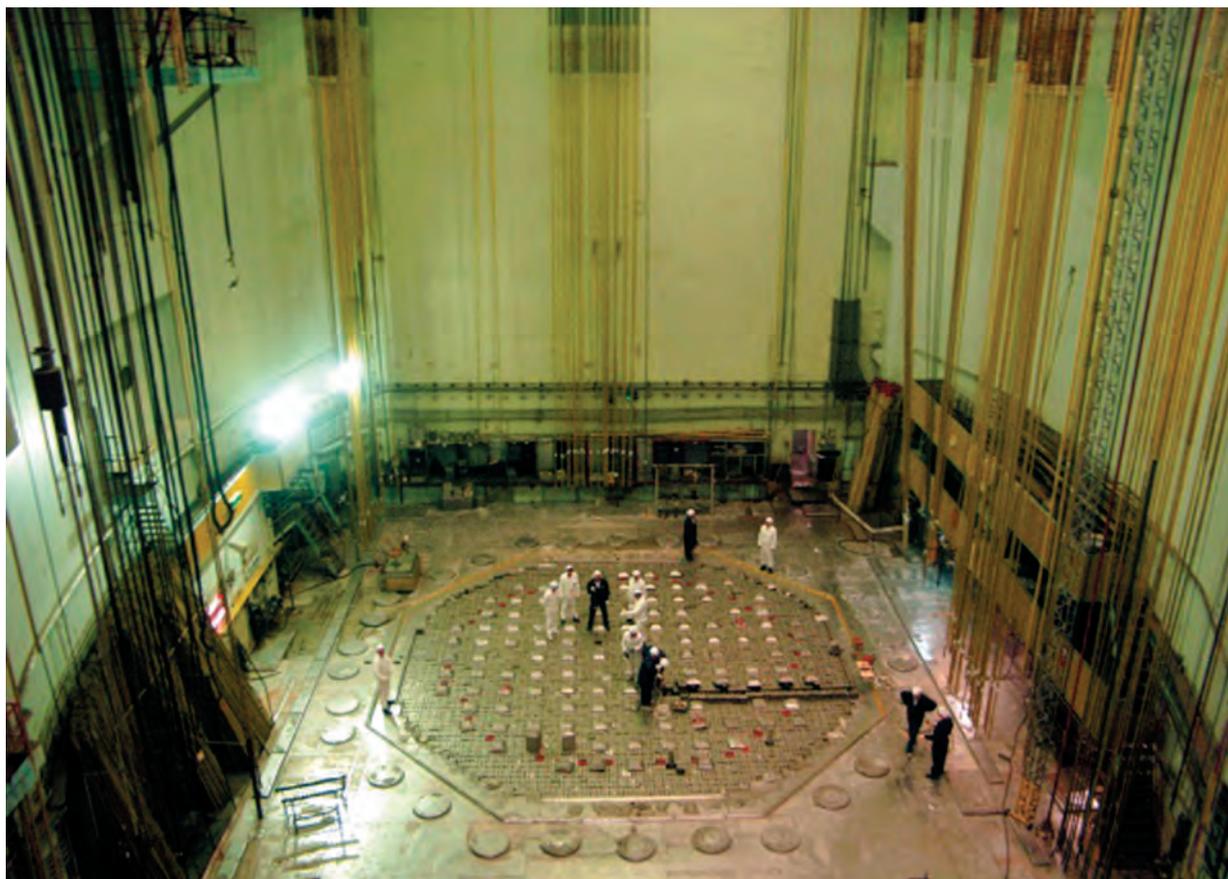


Рис. 3.3.5. Центральный зал ПУГР АДЭ-2 — последнего (остановлен 15 апреля 2010 г.) из действовавших в России ПУГР

научно-исследовательских, проектных, конструкторских и практических работ было ориентировано на реализацию концепции захоронения на месте (консервации).

Концепция предусматривает создание многобарьерной системы изоляции графитовой кладки. Дополнительные барьеры безопасности сооружаются не только в шахте, но и в приреакторных помещениях и за их пределами. На рис. 3.3.6 представлены некоторые из них: засыпка над схемой «Е» (1); бетонная шахта (2); металлоконструкции, окружающие реактор (3); засыпка реакторного пространства (4); защитное перекрытие (5); кожух реактора (6); бетонная подушка (7).

Для внутренних барьеров предусмотрено использование природных материалов, как обладающих наиболее стабильными свойствами, — специальные глины и породы с повышенным содержанием глинистой составляющей или смеси. При выборе природных материалов, пригодных для использования для внутренних барьеров ПУГР, учитывается широкий набор свойств, обеспечивающих наилучшую технологичность создания изолирующих барьеров, их долговременную устойчивость и сорбционные характеристики. В случае недостаточной сорбционной способности по отношению к одному из радионуклидов и/или для снижения водопроницаемости материала предусматривается введение соответствующих модифицирующих добавок из природных материалов. Такой подход позволяет получить барьерный материал с прогнозируемыми свойствами. Параллельно разрабатываются различные технологии сооружения внутренних барьеров путем заполнения свободного объема материалом с различной степенью уплотнения.

Таблица 3.3.1.

Остановленные промышленные уран-графитовые реакторы

№ п/п	Реактор	Разработчик	Пуск	Останов	Наработка, лет	Охват ФЦП ЯРБ	Завершение работ
1	А	НИКИЭТ	1948	1987	39		
2	АИ		1951	1987	36		
3	АВ-1	ОКБМ	1950	1989	39		
4	АВ-2		1951	1990	39		
5	АВ-3		1952	1991	39		
6	АД		1958	1992	34		
7	АДЭ-1		1961	1992	31		
8	АДЭ-2		1964	2010-	46		
9	И-1	НИКИЭТ	1955	1989	34		
10	ЭИ-2		1958	1990	32		
11	АДЭ-3	ОКБМ	1961	1992	31		
12	АДЭ-4		1964	2008	44		
13	АДЭ-5		1965	2008	43		

Для внешних барьеров исследуется возможность использования барьерных материалов на основе Si и Al, обладающих высокой адгезией по отношению к породообразующим минералам. Внешние барьеры в необходимых случаях создаются инъекционным методом. Опыт показывает, что применение данного подхода снижает коэффициент фильтрации исходного грунта в сотни раз.

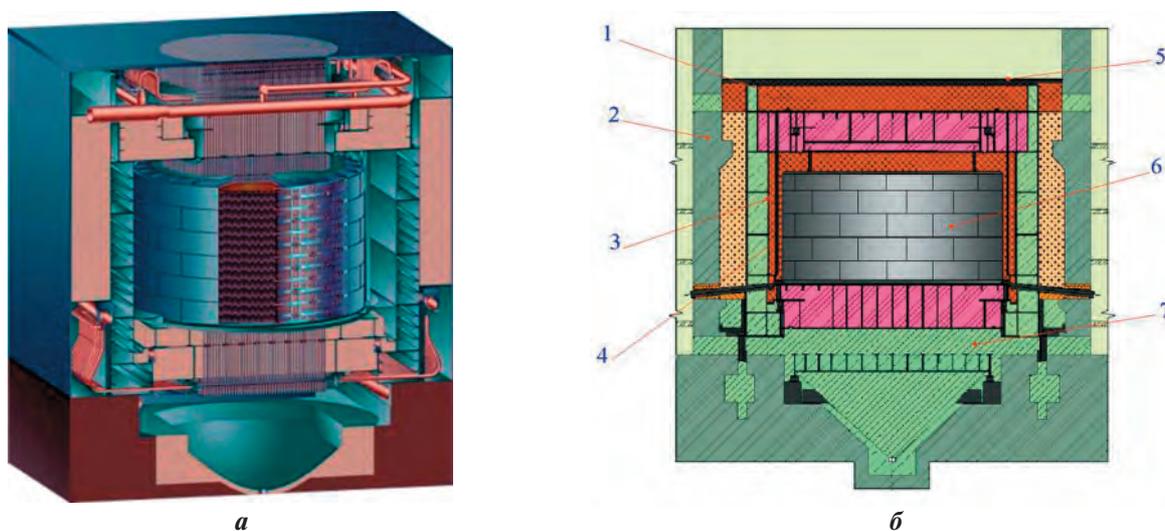


Рис. 3.3.6. ПУГР на начальном (а) и конечном (б) этапах вывода из эксплуатации

Обоснование безопасности консервации ПУГР по варианту «захоронение на месте» в обязательном порядке предусматривает расчеты радиационного воздействия на население и окружающую среду при нормальном и альтернативном сценариях развития событий на долгосрочный период. В отношении ПУГР ЭИ-2 (ОАО «СХК») доказано, что миграция радионуклидов за 10 тысяч лет даже в месте разгрузки водного потока будет такой, что требования к качеству питьевой воды (уровень вмешательства для радионуклидов), в том числе для наиболее мобильных радионуклидов ^{14}C и ^{36}Cl , будут выполняться, а прогнозируемые дозы облучения критической группы населения не превысят нормативный уровень 1 мЗв в год на протяжении всего периода моделирования.

Для организации серийного вывода из эксплуатации ПУГР в 2010 году на базе СХК был создан опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов (ОДЦ УГР). В настоящее время ОДЦ УГР ведет работы по подготовке к выводу из эксплуатации промышленных реакторов СХК и ГХК и остановленных энергоблоков 1 и 2 Белоярской АЭС. В рамках ОДЦ освоены базовые технологии вывода из эксплуатации, включая реинжиниринг данных и отработку технологий вывода на основе 3-D моделей, применения новых средств ведения КИРО (см. главу 4). В настоящее время экспериментально обоснована надежность новых технологий, завершается пилотный проект по выводу из эксплуатации промышленного реактора ЭИ-2 на площадке СХК к 2015 году.

Тематика реакторного графита стала одной из основных для ОАО «ОДЦ УГР». Если для заглубленных установок, какими являются промышленные уран-графитовые реакторы, принят вариант захоронения на месте, то для энергетических реакторных установок (УГР АЭС) этот подход не пригоден. По этой причине ОДЦ УГР стал координатором работы по формированию программы работ в данной области. В 2012 году программа работ по графиту была одобрена Госкорпорацией «Росатом» (см. главу 4).

В рамках ФЦП ЯРБ были также предусмотрены работы по подготовке к выводу из эксплуатации реакторов АМБ, ЭГП и энергоблоков 1 и 2 Нововоронежской АЭС. В отношении реакторов АМБ (энергоблоки 1 и 2 Белоярской АЭС) были реализованы подготовительные технологические и инфраструктурные работы. Начало работ по выводу из эксплуатации обусловлено вывозом накопленного ОЯТ реакторов АМБ-100 и АМБ-200. Соответствующие работы также предусмотрены ФЦП ЯРБ. На ФГУП «ПО «Маяк» в 2015 году будет завершено сооружение комплекса разделки такого топлива. В 2016 году планируется начало его переработки. После переработки топлива, хранимого на перерабатывающем заводе, будет начат его вывоз с Белоярской АЭС. Работы по вывозу топлива планируется завершить до 2025 года.

В отношении вывода из эксплуатации энергоблоков действующей Билибинской АЭС был реализован комплекс концептуальных и технико-экономических проработок. В части вывода из эксплуатации энергоблоков 1 и 2 Нововоронежской АЭС был реализован комплекс проектных работ, который позволит в ближайшие годы реализовать проект вывода из эксплуатации.

Важно отметить, что реализацией мероприятий ФЦП ЯРБ деятельность по выводу из эксплуатации блоков АЭС не ограничивается. Концерном «Росэнергоатом» ведется большая работа [6], финансируемая из собственных средств (резервов). В рамках этой деятельности и в соответствии «Планом организационно-технических мероприятий по созданию отраслевой системы вывода из эксплуатации», утвержденным в 2013 г., создан опытно-демонстрационный инженерный центр вывода из эксплуатации АЭС (ОДИЦ). Основная цель создания ОДИЦ — обеспечение эффективного выполнения работ на основе системного подхода с применением типовых

проектно-конструкторских, технологических и технических решений, унифицированных установок и оборудования.

В качестве основных задач ОДИЦ определены:

- Разработка и внедрение современных технологий, оборудования, установок для обеспечения эффективного, в том числе по стоимостным показателям, вывода из эксплуатации.
- Разработка и реализация проектов ВЭ на основе оптимальных, унифицированных проектно-конструкторских решений.
- Обеспечение эффективного планирования, управления, качества работ по выводу из эксплуатации и их безопасного ведения.
- Подготовка персонала для выполнения работ по ВЭ.

В настоящее время основной документ для планирования работ — Программа вывода из эксплуатации блока АЭС. Разработаны и утверждены Программы по ВЭ для всех блоков АЭС, кроме блока 4 Балаковской АЭС, блоков 3 и 4 Калининской АЭС энергоблоков Ростовской АЭС. В 2012–2013 гг. осуществлена актуализация Программ для всех блоков Ленинградской АЭС, 1–4 блоков Билибинской АЭС, для 1, 2 и 4 блоков Нововоронежской АЭС; 1 и 2 блоков Белоярской АЭС.

В обеспечение возможности проектирования работ по выводу из эксплуатации и их безопасному ведению разрабатываются локальные информационные системы вывода из эксплуатации (подробнее в главе 4).

На АЭС ведутся и практические работы по созданию необходимых объектов инфраструктуры. В настоящее время завершаются работы по вводу в эксплуатацию комплекса плазменной переработки РАО на Нововоронежской АЭС. Там же ведется работа по созданию модернизированной установки электрохимической дезактивации, головных образцов установки мембранной очистки дезактивирующих растворов, установки по обращению с загрязненным пластикатом, установки по переработки замасленных ионообменных смол, установки дезактивации емкостей кубового остатка. На Ленинградской АЭС завершаются работы по вводу в эксплуатацию комплекса переработки твердых радиоактивных отходов и комплекса цементирование ЖРО. Эти установки и комплексы планируется использовать при выводе из эксплуатации энергоблоков АЭС.

3.4. Инвентаризация ядерно и радиационно опасных объектов

На начальном этапе практических работ по ядерному наследию, стартовавшем в рамках ФЦП ЯРБ, отсутствие полного представления о наследии не являлось ограничивающим фактором. Блок неотложных и первоочередных работ был достаточно очевиден [1]. Однако потребности и цели будущих периодов делают задачу определения конечного объема наследия чрезвычайно актуальной и первоочередной. Несмотря на то, что в российской и зарубежной литературе имеется достаточно много публикаций, касающихся ядерного наследия СССР и России, в том числе в рамках тома 1 настоящей монографии, системного рассмотрения и фиксирования совокупного объема ядерного наследия до этого времени произведено не было. Исключение составляли крупные, но отдельные фрагменты наследия, связанные, в основном, с эксплуатацией военно-морского флота [7–8]. В этом крупном блоке работ необходимо выделить Стратегический мастер-план комплексной утилизации АПЛ на Северо-западе России [9], который ответил на все вопросы по составу наследия, конечному состоянию объектов, приоритетам и путям достижения конечных целей.

Задача инвентаризации ядерно и радиационно опасных объектов и материалов (включая выведенные из эксплуатации) была поставлена утвержденными в 2003 году Президентом Российской Федерации «Основами государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2010 года и дальнейшую перспективу» (далее — Основы). Основами были определены цели, приоритетные направления и основные принципы государственной политики.

В 2007 году в качестве одного из целевых показателей ФЦП ЯРБ был определен целевой показатель «Проведение инвентаризации ядерно и радиационно опасных объектов» с конечным показателем 270 штук. Начиная с 2008 года, показатель инвентаризации ЯРОО входит в обязательную государственную отчетность по форме № 1-ФП (индикаторы), утвержденную приказом Росстата № 195 от 18.08.2008 г.

Соответствующим документом было предусмотрено, что совокупный вклад этого целевого показателя в «Степень достижения основной цели Программы» относительно невелика — он входит с весовым коэффициентом 0,05, а два мероприятия, которые предусматривают проведение работ по этому направлению, составляют 0,27% от общего объема финансирования Программы в целом. Тем не менее, инвентаризация важна для достижения конечных целей в сфере обеспечения ядерной и радиационной безопасности в части очерчивания перечня подлежащих решению задач.

Постановка задач инвентаризации на момент начала ФЦП ЯРБ, их корректировка в ходе работ и состояние работ на конец первого полугодия 2014 года были выработаны с участием ведущих специалистов научных и практических организаций Российской академии наук, Ростехнадзора, ФМБА России и Госкорпорации «Росатом». В работах по особым РАО также приняли участие ведущие специалисты Роспотребнадзора, Росгидромета и Минприроды России [10]. В рамках этих работ был рассмотрен опыт использования понятия и процессов инвентаризации (учета) в системе государственного управления в Российской Федерации. Он оказался достаточно большим. Например, объектами инвентаризации (учета) являются объекты недвижимости, критически важные и (или) потенциально опасные объекты Российской Федерации, источники выбросов и сбросов вредных веществ в атмосферный воздух, защитные сооружения гражданской обороны, объекты лесного хозяйства и многие другие.

Достаточно интересным фактом оказалось то, что попытки проведения инвентаризации и учета ядерно и радиационно опасных объектов имели место и до принятия Федерального закона от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии». Так, еще в 1992 году была организована инвентаризация мест и объектов добычи, транспортировки, переработки, использования, сбора, хранения и захоронения радиоактивных веществ и источников ионизирующего излучения на территории РСФСР. Задача проведения инвентаризации была определена Постановлением первого Съезда народных депутатов РСФСР «О разработке Государственной программы по обращению с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизации, захоронению и неотложных мерах по оздоровлению радиологической обстановки на территории РСФСР». Основной целью инвентаризации являлось обеспечение исполнительными органами государственной власти, министерствами и ведомствами учета и контроля радиационно опасных объектов, находящихся в их ведении. В обеспечение инвентаризации были изданы нормативные акты, в том числе распоряжение Президента РСФСР от 02.11.1991 г. № 70-рп «О неотложных мерах по обеспечению радиационной безопасности на территории

РСФСР» и постановление Правительства России от 22.07.1992 г. № 505 «Об утверждении порядка инвентаризации мест и объектов добычи, транспортировки, переработки, использования, сбора, хранения и захоронения радиоактивных веществ и источников ионизирующего излучения на территории Российской Федерации». Результатом проведенной инвентаризации должен был стать Государственный регистр мест захоронения радиоактивных отходов, предназначенный для разработки мероприятий по обеспечению радиационной безопасности населения и охране окружающей среды на прилегающих к указанным объектам территориях. Рассмотренная инвентаризация имела в определенной мере экспромтный характер, за которым не последовало выраженного продолжения данной деятельности. Значительная часть положений об инвентаризации и учете в области использования атомной энергии была введена в 1995 году, которая свелась к утверждению перечня предприятий и организаций, в состав которых входят особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты, осуществляющие разработку, производство, эксплуатацию, хранение, транспортировку, утилизацию ядерного оружия, компонентов ядерного оружия, радиационно опасных материалов и изделий.

Наиболее выраженное продолжение деятельность по инвентаризации в последующие годы приобрела только в части учета ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов [3].

Выработка подходов к инвентаризации и ее предварительные результаты детально описаны в работе [10]. В том числе обоснована необходимость использования трех уровней инвентаризации ЯРО, общее взаимодействие которых осуществляется следующим образом. Результатом предварительной инвентаризации является сводный перечень ЯРОО, содержащий ориентировочное ранжирование по риску. Основная инвентаризация подтверждает необходимость реализации мер по объекту и его включение в соответствующие программы. Углубленная инвентаризация дает инструменты контроля и управления ходом работ.

Кратко рассмотрим основные мотивы такого подхода в части определения объекта инвентаризации и ее целей.

Определение классификационных признаков объектов инвентаризации. При неверной характеристике ситуации неизбежно неадекватное определение объекта инвентаризации, а затем и неправильное применение результатов. Например, инвентаризация 1992 года предусматривала инвентаризацию мест и объектов без каких-либо ограничительных признаков: *Местами и объектами, подлежащими инвентаризации, являются объединения, предприятия, учреждения, войсковые части и другие организации, независимо от их подчиненности и форм собственности, а также участки территорий (акваторий), на которых осуществляется (или осуществлялась ранее) любая деятельность с использованием радиоактивных веществ и (или) источников ионизирующего излучения, требующая специального разрешения, извещения или регистрации органов государственного надзора и контроля за радиационной безопасностью в соответствии с Законом РСФСР «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» и другими нормативными актами.*

В этой связи стоит отметить, что в ФЦП ЯРБ была поставлена задача инвентаризации ядерно и радиационно опасных объектов. Это значительно сужало круг подлежащих инвентаризации объектов. Однако ситуация несколько усугублялась тем, что определение самого понятия «ядерно и радиационно опасные объекты» отсутствовало, хотя оно широко использовалось на практике. Рассмотренная в разделе 3.2 отраслевая концепция вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объ-

ектов предусматривала простое объединение трех категорий объектов использования атомной энергии. Для целей инвентаризации было использовано более конкретное определение ЯРОО.

Ядерно и радиационно опасный объект — обособленный имущественный комплекс, включающий в себя здания, сооружения, установки и т.п., являющиеся ядерной установкой, радиационным источником или пунктом хранения и/или их частью, в отношении которых может быть принято отдельное решение о сроках эксплуатации и выводе из эксплуатации. Это определение и было взято в качестве ориентира в дальнейшей работе.

При определении цели инвентаризации было учтено три группы факторов: во-первых, предназначение инвентаризации, предусмотренное Основами; во-вторых, функционирование системы государственного регулирования безопасности в области использования атомной энергии; в-третьих, функционирование системы государственного управления использованием атомной энергии.

Очевидно, что инвентаризация ЯРОО не должна дублировать реализуемые в соответствии с действующим законодательством процедуры, а давать дополнительный источник информации для принятия управленческих решений в сфере обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Кратко рассмотрим эти три группы факторов.

Во-первых, если ориентироваться на предназначение инвентаризации, предусмотренное Основами, то можно сделать вывод о том, что из трех основных предназначений инвентаризации ядерно и радиационно опасных объектов и материалов два были в обобщенной форме решены, а третье находилось в стадии нормативно-правовой проработки (таблица 3.4.1).

Таблица 3.4.1

Состояние решения задач, предусмотренных Основами, в 2008 году

Предназначение инвентаризации	Состояние на 2008 год
Разработать перечень ядерно и радиационно опасных объектов Российской Федерации, являющийся составной частью перечня опасных объектов Российской Федерации.	Введен распоряжением Правительства Российской Федерации от 23 марта 2006 г. № 411-рс.
Разработать единую методику категорирования ядерно и радиационно опасных объектов и на ее основе — перечень критически важных ядерно и радиационно опасных объектов, включив в него объекты, наиболее опасные и (или) наиболее значимые для обеспечения национальной безопасности Российской Федерации и безопасности ее населения (в составе перечня критически важных объектов Российской Федерации).	Разработана в обобщенном виде в форме классов 1, 2 уровней угроз.
Усовершенствовать государственную систему учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.	Действует СГУК РВ и РАО, проведены две инвентаризации. Разработан проект ФЗ «Об обращении с РАО», предусматривающий создание реестра РАО и кадастра пунктов хранения.

Во-вторых, в соответствии с действующим законодательством текущая деятельность органов регулирования безопасности предусматривает регулярные оценки состояния ядерной и радиационной безопасности, обеспечивающие:

- регулярную оценку безопасности объектов при обязательном условии — наличии заинтересованной организации (эксплуатирующей организации) в продолжении такой деятельности;
- прогнозирование безопасности, по крайней мере, на срок действия лицензии;
- осуществление контроля и надзора за безопасностью.

В-третьих, органы управления использованием атомной энергии ответственны за принятие решений о признании организации пригодной эксплуатировать ЯРОО, за решения по вводу в эксплуатацию и выводу из эксплуатации объектов в отношении подведомственных организаций.

Два последних фактора позволяют сформулировать утверждение, которое на регулярной основе подтверждается в рамках ежегодных докладов органов регулирования безопасности и Совещаний по исполнению обязательств, вытекающих из ратифицированных конвенций:

Действующие системы государственного управления и регулирования безопасности в Российской Федерации обеспечивают приемлемый уровень безопасности в каждый конкретный промежуток времени и на всех этапах эксплуатации всех объектов использования атомной энергии.

Исключение составляют перспективы долговременного обеспечения безопасности отдельных объектов ядерного наследия, а также бесхозные объекты, в отношении которых процедуры регулирования безопасности не осуществляются.

С учетом рассмотренных факторов и содержания основной задачи ФЦП ЯРБ целью инвентаризации было определено создание информационной основы для комплексного решения 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.

Эта информационная основа должна включать общий перечень и инвентарные формы объектов, работы по выводу из эксплуатации, ликвидации, консервации или закрытию которых должны быть проведены в определенный временной диапазон. Этот диапазон определялся исходя из:

- сроков эксплуатации без законодательных требований по выводу из эксплуатации;
- сроков, за которые деградация барьеров безопасности не примет необратимого характера.

Касаясь *роли и места инвентаризационных перечней в системе государственного управления и регулирования безопасности*, отметим следующее.

- Органы управления использованием атомной энергии осуществляют учет объектов и материалов по различным административным и организационным рубрикам:
- Подведомственные организации и организации признанные эксплуатирующими.
- Размещаемые, сооружаемые и эксплуатируемые объекты (производственные комплексы).
- Выводимые из эксплуатации объекты как объект управления со стороны государственного заказчика или объект применения средств соответствующего резерва.

- Объекты государственного учета и контроля (РВ, РАО и ЯМ).
- Органы регулирования безопасности осуществляют учет по ряду признаков, в том числе:
- Организации, получившие лицензии на осуществление видов деятельности в области использования атомной энергии.
- Лицензии и иные разрешительные документы на размещаемые, сооружаемые, эксплуатируемые и выводимые из эксплуатации объекты (производственные комплексы).
- Объекты надзора и контроля.

Таким образом, инвентаризационные перечни могут только частично пересекаться с данными государственных систем учета и контроля в части пунктов хранения РВ, РАО и ЯМ и частично пересекаться с перечнем объектов, по которым ведутся работы (расходятся средства) по выводу из эксплуатации.

В связи с пролонгированным сроком инвентаризации и заданным темпом в качестве основной формы инвентаризации была определена опросно-аналитическая.

При планировании работ по проведению инвентаризации предполагалось, что аналитическая обработка данных уже состоявшихся и предстоящих опросов эксплуатирующих организаций, органов управления использованием атомной энергии и субъектов Российской Федерации позволит решить следующие основные задачи:

1. сформировать сводный перечень всех ядерно и радиационно опасных объектов Российской Федерации с краткими сведениями;
2. осуществить ранжирование (категорирование) ЯРОО по потенциальной опасности;
3. подготовить акты инвентаризации ЯРОО в запланированном количестве (270 шт.);
4. создать базу данных со сведениями о наиболее опасных объектах с расширенным набором параметров, позволяющими решать задачи по принятию решения в отношении обеспечения долгосрочной безопасности.

То есть очевидны два уровня инвентаризации — предварительный и основной. Для учета того, что мероприятиями ФЦП ЯРБ предусмотрено большое количество практических работ по комплексным инженерным и радиационным обследованиям объектов, проектно-изыскательских работ и непосредственно выводу из эксплуатации, предусмотрен третий уровень — углубленной инвентаризации (табл. 3.4.2.).

Таблица 3.4.2

Уровни инвентаризации

Уровень инвентаризации	Характер собранной информации	Форма результатов
Уровень 0 (предварительный)	Размещение, краткая характеристика объекта	Сводный перечень
Уровень 1 (основной)	Размещение, развернутая характеристика объекта, ранжирование по риску, конечное состояние и сроки его достижения	Акт инвентаризации
Уровень 2 (углубленный)	Размещение, полная характеристика объекта, конечное состояние, программа (проект) работ по ВЭ, стоимость и сроки ее реализации	Концепция, программа, проект

Таким образом, выбранные в 2008 году подходы к инвентаризации ЯРОО в целом соответствовали применяемым в Российской Федерации подходам, хотя и имели специфику по ряду следующих обстоятельств:

- инвентаризация ЯРОО — далеко не единственный источник информационной поддержки работ в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности;
- инвентаризация не должна дублировать нормальное функционирование действующих систем (СГУК РВ и РАО);
- инвентаризация не должна упускать из вида сложные ситуации, связанные с наличием бесхозных объектов;
- конечные результаты инвентаризации предстояло актуализировать на конец 2015 года.

Одним из важных шагов в рамках начала работ по инвентаризации стал приказ Госкорпорации «Росатом» от 30.06.2008 г. № 232 «О временном порядке организации работ по ВЭ объектов использования атомной энергии». На основе данных, представленных эксплуатирующими организациями во исполнение данного приказа, начал формироваться сводный перечень ЯРОО.

Вторым важным событием, определившим дальнейшие работы в части инвентаризации пунктов хранения РАО, стало установление обязательности создания и ведения реестра РАО и кадастра пунктов хранения РАО в 2011 году, а затем и выход постановления Правительства Российской Федерации от 25.07.2012 г. № 767 «О проведении первичной регистрации радиоактивных отходов», которым были определены сроки и условия ее проведения в 2013–2014 годах.

В том же 2011 году были установлены требования по установлению порядка определения состава и границ объектов. Такой порядок был определен постановлением Правительства Российской Федерации от 30.12.2012 г. № 1494 «Об утверждении Положения об отнесении объектов использования атомной энергии к отдельным категориям и определении состава и границ таких объектов». Он допускал, что решения об отнесении объектов использования атомной энергии к отдельным категориям и определении состава и границ таких объектов принимаются эксплуатирующими организациями, осуществляющими деятельность в области использования атомной энергии.

При отнесении объекта к категориям организации, в зависимости от объекта, руководствуются:

- сведениями, содержащимися в паспорте на объект;
- сведениями, содержащимися в проектной, конструкторской, технологической и эксплуатационной документации;
- критериями отнесения твердых, жидких, газообразных отходов к радиоактивным отходам, утвержденными Правительством Российской Федерации;
- положениями Федерального закона от 11.07.2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».

Таким образом, рассматриваемые нормы предопределили возможную изменчивость состава объектов инвентаризации.

Новым документом — Основами государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года, утвержденными решением Президента Российской Федерации от 01.03.2012 г. № Пр-539, в числе актуальных задач в области инвентаризации определены:

- проведение инвентаризации радиационно загрязненных территорий Российской Федерации, включая места проведения ядерных взрывов в мирных целях и их категорирование по уровню потенциальной опасности;
- совершенствование и развитие: системы государственного учета и контроля ядерных материалов; системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов;
- постоянный учет ядерно и радиационно опасных объектов, эксплуатация которых по функциональному назначению прекращена, отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов, радиационно загрязненных участков территории Российской Федерации.

Отметим также, что инвентаризация в рамках ФЦП ЯРБ — это способ создания подобного реестра (сводного перечня).

Таким образом, за время реализации программы и ведения работ по инвентаризации было принято и утверждено несколько документов, в рамках которых решались различные задачи, общей чертой которых стало формирование перечня объектов. Одновременно они определили этапность инвентаризации.

Первый этап инвентаризации

Первый этап продолжался с 2008 года до конца 2012 года. В рамках первого этапа проводились работы по предварительной инвентаризации (уровень 0) и основной инвентаризации. В рамках предварительной инвентаризации был разработан сводный перечень всех ядерно и радиационно опасных объектов Российской Федерации (включая остановленные для вывода из эксплуатации) с краткими сведениями о них. В качестве основных исходных данных при его формировании использовались:

- предложения субъектов Российской Федерации, федеральных органов исполнительной власти и организаций по включению мероприятий в состав ФЦП ЯРБ;
- данные эксплуатирующих организаций, представленные во исполнение приказа Госкорпорации «Росатом» от 30.06.2008 г. № 232 «О временном порядке организации работ по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии»;
- данные СГУК РВ и РАО по результатам инвентаризации 2005 года;
- данные, представленные организациями в рамках реализации проекта по разработке локальных стратегий обращения с РАО;
- данные, представленные организациями в рамках оценки обязательств в части вывода из эксплуатации и реабилитации;
- предложения федеральных органов исполнительной власти и организаций по включению мероприятий в состав подпрограммы 2 Госпрограммы Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса».

Структура основных данных сводного перечня приведена на рис. 3.4.1.

В рамках основной инвентаризации была проведена инвентаризация 170 ЯРОО, в том числе ядерных установок (ЯУ), пунктов хранения (ПХ) и радиационных источников (РИ) с заполнением инвентаризационных форм по каждому из них. Инвентаризация проводилась в соответствии с плановыми заданиями, соответствующими целевому индикатору ФЦП ЯРБ (табл.3.4.3). В связи с возможным изменением характеристик объекта на конец завершения мероприятий ФЦП ЯРБ предусматривалась актуализация и окончательное оформление инвентаризационных форм на этапе 3 в 2015 году.

Таблица 3.4.3

Динамика и объектный состав основной инвентаризации в период 2008-2012 гг.

Год	Инвентаризировано всего	В том числе ЯУ	В том числе ПХ	В том числе РИ
2008	34	17	17	—
2009	34	22	12	—
2010	33	10	21	2
2011	35	—	28	7
2012	34	—	28	6
Итого:	170	49	106	15

Общие итоги инвентаризации на первом этапе работ приведены в таблице 3.4.4. Объекты, по которым велись работы в рамках ФЦП ЯРБ на этом этапе, отдельно не выделялись.

Таблица 3.4.4

Итоги работ по инвентаризации на этапе 1 (конец 2012 года)

Уровень инвентаризации	Количество объектов	В том числе ПХ РАО
Уровень 0 (предварительная)	2100	800
Уровень 1 (основная)	170	106



Рис. 3.4.1. Структура сводного перечня ЯРОО

Второй этап инвентаризации

В конце 2012 года в связи с выходом постановления Правительства Российской Федерации от 25.07.2012 г. № 767 г. «О проведении первичной регистрации радиоактивных отходов» (далее — ПП № 767) техническое задание на проведение инвентаризации ЯРОО было изменено — стало планироваться расширение формата инвентаризации в части, касающейся пунктов хранения накопленных РАО.

В работах по инвентаризации стали принимать участие ИБРАЭ РАН, ФГУП «НО РАО», ФБУ «НТЦ ЯРБ», ФГБУ «ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России», ОАО «ВНИПИпромтехнологии» (в части инвентаризации объектов мирных ядерных взрывов).

Целями первичной регистрации накопленных РАО, т. е. образовавшихся до вступления в силу Федерального закона № 190-ФЗ, является выявление наличия и объема радиоактивных отходов, определение условий их размещения. ПП № 767 утверждает сроки проведения первичной регистрации (с 1 января 2013 г. по 31 декабря 2014 г.), а также порядок ее проведения. Основная роль при проведении первичной регистрации отводится Госкорпорации «Росатом», которая:

- Определяет объем требуемой информации о РАО и запрашивает у заинтересованных федеральных органов исполнительной власти и организаций соответствующие данные о наличии имеющихся у них РАО и об условиях их размещения.
- Формирует перечень пунктов хранения РАО, на основании данных СГУК РВ и РАО с учетом уточнений, полученных по результатам запросов, и разрабатывает и утверждает график обследований.
- Формирует комиссии, включающие представителей органа управления отходами, заинтересованных федеральных органов исполнительной власти и организаций, в ведении которых находятся и (или) которыми эксплуатируются пункты хранения РАО, а также представителей органов государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии. При необходимости в состав комиссии включаются также представители органов государственной власти субъектов Российской Федерации и органов местного самоуправления.
- Утверждает акт первичной регистрации: «комиссия на основании представленных по запросу материалов и фактического обследования пункта хранения радиоактивных отходов составляет акт первичной регистрации, который подписывается членами комиссии и утверждается руководителем органа управления отходами или его заместителем».

Во исполнение ПП № 767 Госкорпорацией «Росатом» были направлены необходимые запросы, на основе которых был составлен и утвержден график обследований 1100 пунктов хранения накопленных РАО, размещенных в 143 организациях, и 81 объекта проведения мирных ядерных взрывов, расположенных в 19 субъектах Российской Федерации.

Отличительной особенностью первичной регистрации являлась попытка оценить и зафиксировать масштаб проблемы с бесхозными РАО в Российской Федерации. Такие данные были, например, получены от Свердловской, Челябинской областей, Республик Коми, Татарстан и ряда других субъектов Российской Федерации. В полном объеме задачи первичной регистрации бесхозных РАО до настоящего времени решить не удалось.

Следует отметить также, что поступившие от субъектов Российской Федерации и от организаций сведения о радиационно загрязненных участках территорий

(объекты, которые не являются РАО, однако в процессе реабилитации и рекультивации которых в результате выполнения мероприятий, определенных проектом реабилитации, могут образовываться РАО) не могли рассматриваться как объекты для включения в график первичной регистрации. Согласно положениям постановления Правительства Российской Федерации от 19.11.2012 г. № 1188, в информационную базу СГУК РВ и РАО могут быть включены только загрязненные участки территорий, расположенные в санитарно-защитных зонах организаций, осуществляющих обращение с РАО.

В указанном выше ПП № 767 была утверждена форма акта первичной регистрации РАО, предусматривающая включение в него следующей информации:

- об организации (полное наименование организации), в ведении которой находится пункт хранения РАО и (или) которая эксплуатирует этот пункт хранения;
- о членах комиссии (место работы, Ф.И.О.);
- о пункте хранения/месте размещения РАО (наименование, адрес и/или координаты пункта хранения);
- о типе пункта хранения (пункт захоронения РАО, пункт долговременного хранения РАО, пункт размещения особых РАО, пункт консервации особых РАО и «иное»);
- о характеристиках РАО: особые или удаляемые РАО, их объем и активность в указанном пункте хранения. Во исполнение ч. 8 ст.23 Федерального закона № 190-ФЗ в акте предусмотрена возможность отложить решение комиссии об отнесении РАО к особым РАО или удаляемым РАО до окончания срока эксплуатации пункта хранения;
- о наличии физзащиты и о перечне имущества (при необходимости).

В целях установления объема и активности накопленных РАО, а также установления условий размещения РАО Госкорпорацией «Росатом» разработан и утвержден «Порядок проведения первичной регистрации радиоактивных отходов и установления мест их размещения» (приказ № 1/41-П от 24.01.2013 г.), в котором был определен и перечень документов, который предоставляется комиссии:

1. Регистрационные формы.
2. Картографический материал.
3. Пояснительная записка.

В случае отнесения пункта хранения к пункту долговременного хранения, пункту размещения или консервации особых РАО, к пункту захоронения РАО к пакету документов по первичной регистрации должна быть приложена пояснительная записка, обосновывающая такое отнесение. К пояснительной записке должны прилагаться копии документов, обосновывающих достоверность данного отнесения, ибо в пояснительной записке указываются реквизиты данных документов.

Для отнесения РАО к особым РАО в рамках первичной регистрации организации необходимо предоставить комиссии документы, обосновывающие выполнение критериев отнесения РАО к особым РАО, утвержденных постановлением Правительства Российской Федерации от 19.10.2012 № 1069 (далее — ПП № 1069).

В разделе 5.4 тома 2 уже рассматривались сложности обоснования соответствия данным критериям. В значительной мере эту задачу удалось преодолеть. Коллективом авторов, включавшим ведущих специалистов ИБРАЭ РАН, Госкорпорации «Росатом», ФГУП «ПО «Маяк», НПО «Тайфун» Росгидромета; органов регулирования безопасности при использовании атомной энергии и их научных организаций, в

том числе Минприроды России, ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора, ФБУН «Научно-исследовательский институт радиационной гигиены имени профессора П. В. Рамзаева», ФГБУ «ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России» были разработаны подходы к оценке и сопоставлению доз, рисков и затрат для целей обоснования отнесения РАО к особым, изложенные в [11, 12]. На основании разработанных подходов было подготовлено научно-техническое пособие по подготовке обосновывающих материалов для отнесения РАО к особым. После апробации проекта пособия на пилотных объектах, а также обсуждения на отраслевом совещании и секции № 1 «Экологическая и радиационная безопасность пунктов долговременного хранения, консервации и захоронения РАО» НТС № 10 Госкорпорации «Росатом», была издана окончательная версия научно-технического пособия по подготовке обоснований [13], рекомендованная предприятиям для подготовки обосновывающих материалов по отнесению к особым РАО.

Подготовленные на основе пособия обоснования в полном объеме учитывались комиссиями по первичной регистрации. Уже в мае 2014 года первые объекты были признаны на уровне комиссий пунктами консервации (размещения) особых РАО. В условиях ограниченных сроков проведения работ эксплуатирующим организациям потребовалась научно-техническая поддержка. Госкорпорацией «Росатом» была организована научно-техническая поддержка организаций со стороны ведущих специалистов ИБРАЭ РАН, ФБУ «НТЦ ЯРБ», ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России и ФГУП «НО РАО».

На втором этапе в рамках предварительной инвентаризации также произошли позитивные изменения. Во-первых, расширился круг источников данных по ЯРОО. В 2013 и 2014 годах федеральными органами исполнительной власти, субъектами Российской Федерации и организациями, эксплуатирующими ядерно и радиационно опасные объекты, были представлены предложения по мероприятиям в состав ФЦП ЯРБ-2 и исходные данные для проведения первичной регистрации РАО. В последнем случае зачастую заявлялись данные не по РАО, а по ситуациям отклонения радиационной обстановки от нормальных (фоновых) значений. Следствием этого стала подготовка к включению в сводный перечень информации о радиоактивно загрязненных территориях. Здесь наблюдаются две тенденции — стабильность для участков радиационно загрязненных территорий в районах расположения ядерно и радиационно опасных объектов и обусловленных крупными авариями в прошлом (на ФГУП «ПО «Маяк», 1957 г., в бухте Чажма, 1985 г., на Чернобыльской АЭС, 1986 г.) и расширение перечня за счет вновь выявляемых участков загрязнения в связи с прошлой деятельностью.

Начиная с 2013 года работы по инвентаризации объектов мирных ядерных взрывов (МЯВ) стали проводиться в рамках отдельного договора (исполнитель — ОАО «ВНИИПромтехнологии»). В этой связи все последующие оценки хода инвентаризации не учитывают инвентаризацию объектов МЯВ.

Начиная с 2014 года значение показателя (индикатора) «Проведение инвентаризации ядерно и радиационно опасных объектов» формируется в результате работ по проведению инвентаризации в рамках первичной регистрации РАО, проводимой во исполнение ПП № 767. Нарастающие темпы работ по решению накопленных проблем в сфере ЯРБ обусловили рост объектов с уровнем 2 инвентаризации, то есть объектов, по которым необходим мониторинг хода работ в связи с наличием конкретных планов работ по выводу из эксплуатации (ликвидации). Предварительные итоги инвентаризации на втором этапе работ приведены в таблице 3.4.4.

Некоторые из результатов, полученных при обосновании отнесения к особым РАО, чрезвычайно важны в теме вывода из эксплуатации и будут рассмотрены ниже. Прежде всего, это оценка стоимости вариантов завершения жизненного цикла пункта хранения, а именно: стоимостные оценки, оценки по прогнозируемым дозовым нагрузкам и рискам.

Таблица 3.4.4.

Итоги работ по инвентаризации на этапе 2 по итогам первого полугодия 2014 года

Уровень инвентаризации	Количество объектов	В том числе ПХ РАО
Уровень 0 (предварительная)	2300	850
Уровень 1 (основная)	289	184
Уровень 2 (углубленная)	275	165

Из приведенных данных видно, что общее количество объектов сводного перечня претерпевает изменение. Однако собственно данные об объектах стабильны в части ядерных установок, пунктов хранения и радиационных источников (в случае если это стационарный объект). Наблюдаемые количественные отличия связаны главным образом с определением состава каждого из объектов.

В случае наличия эксплуатирующей организации безопасность этих объектов обеспечивается надлежащим исполнением эксплуатирующими организациями норм и правил в области использования атомной энергии и контролем и надзором со стороны органов регулирования безопасности. В случае отсутствия эксплуатирующей организации ситуация иная. В этой связи в сводном перечне эти объекты специально выделены.

Важным фактором, свидетельствующем о достаточно высоком качестве предварительной инвентаризации ЯРОО, стала стабильность данных, в том числе по бесхозяйным ядерно и радиационно опасным объектам.

Второй этап инвентаризации в части ПХ РАО планируется завершить в 2014 году.

Третий (завершающий) этап инвентаризации

На третьем этапе планируется осуществить актуализацию данных инвентаризации и их нормативно правовое оформление

Предварительная инвентаризация (сводный перечень)

Работу по сводному перечню целесообразно завершить фиксацией его заглавной части Дирекцией по государственной политике в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ Госкорпорации «Росатом». В этой заглавной части, помимо локализации объекта (тип, расположение, организация), необходимо зафиксировать уровень угроз в случае отсутствия мер, уровень инвентаризации (предварительная, основная и углубленная), текущее состояние (функционирует, остановлен, ликвидирован), действующая/создаваемая/планируемая информационная система, в которой данный объект будет фигурировать. Сводный перечень ЯРОО целесообразно направить в органы государственного управления использованием атомной энергии (в части подведомственных и бесхозяйных объектов) и органы государственного регулирования безопасности.

Основная инвентаризация

Основная инвентаризация ПХ РАО

Работы по инвентаризации в части ПХ РАО (первичной регистрации) имеют наибольшее количество нормативно-правовых установлений. Первичная регистрация должна завершиться совокупностью актов первичной регистрации, пояснительных записок и обосновывающих материалов к ним. На их основе должны быть сформированы перечни, подлежащие утверждению Правительством Российской Федерации в отношении пунктов захоронения радиоактивных отходов, пунктов долговременного хранения радиоактивных отходов, пунктов размещения особых радиоактивных отходов, пунктов консервации особых радиоактивных отходов. На основе этих решений и данных первичной регистрации в рамках СГУК РВ и РАО должен быть сформирован кадастр ПХ и реестр РАО.

Основная инвентаризация иных объектов

Работу по основной инвентаризации ядерных установок, радиационных источников пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ также целесообразно завершить фиксацией ее руководством Блока по государственной политике в области обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ Госкорпорации «Росатом». Перечень ядерно и радиационно опасных объектов целесообразно направить в органы, формирующие политику в сфере разработки и реализации государственных программ.

Углубленная инвентаризация

Результаты углубленной инвентаризации в форме отчетов о проделанной работе в настоящее время сосредоточены в рамках отчетности по мероприятиям ФЦП ЯРБ, в будущем могут стать частью информационного ресурса ОИС ВЭ.

Ранжирование ЯРОО по потенциальной опасности

Определение физического объема ядерного наследия позволяет приступить к решению следующей задачи — оценке связанных с ним потенциальных рисков. Принципиальной особенностью такого ранжирования ЯРОО является оценка опасности объекта в последующие годы (в остановленном состоянии) для того, чтобы обеспечить возможность планирования и учета работ по ликвидации ядерного наследия.

Всего в ходе проведения инвентаризации было разработано или апробировано три метода ранжирования ЯРОО по степени опасности [10]. Наиболее массово применялись два из них:

- 1) специально разработанный метод ранжирования, использующий в качестве единицы измерения опасности потенциальный ущерб в руб./год [9];
- 2) применяемый в Управлении по выводу из эксплуатации ядерных объектов Великобритании [15] и специально адаптированный для российских условий [16], предусматривающий расчет комплексного показателя опасности и ущерба окружающей среде.

Первый из методов предполагает формирование групп схожих объектов и последующую сшивку этих групп по численному значению обобщенного значения показателя степени опасности для опорных объектов. Этот метод совместно с рекомендациями [17], предусматривающими набор дополнительных критериев для отбора приоритетных мероприятий по нерадиационным признакам, применялся при формировании проекта ФЦП ЯРБ-2 для нескольких групп объектов.

В качестве примера применения этого метода можно привести данные работы [10] по ранжированию пунктов хранения РАО (табл. 3.4.5)

Таблица 3.4.5.

Результаты совместного ранжирования пунктов хранения ЖРО и ТРО

№	Предприятие	Наименование объекта	Ранг	ФЦП ЯРБ-1	ФЦП ЯРБ-2
1	ФГУП «ПО «Маяк»	Водоем-хранилище В-9	1	+	–
2	ОАО «СХК»	Б-1	2	+	+
3	ОАО «СХК»	Б-2	3	+	–
4	ФГУП «ПО «Маяк»	Теченский каскад водоемов	4	+	+
5	ФГУП «ГХК»	Водоем-хранилище 354а	5	+	–
6	ФГУП «ПО «Маяк»	Водоем-хранилище В-17	6	–	+
7	ОАО «СХК»	Водоем-хранилище Б-25	7	–	+
8	ОАО «СХК»	Водоем-хранилище ПХ-1	8	–	+
9	ОАО «ГНЦ НИИАР»	ПХ ЖРО здание 135	9	+	–
10	ФГУП «ГХК»	650/2	10	+	+

Второй метод применялся для большинства объектов сводного перечня. Более четкая фрагментация отдельных составляющих комплексного показателя опасности и ущерба окружающей среде позволяет учитывать промежуточные итоги деятельности, такие, например, как: реконструкция защитных барьеров, удаление части радиоактивных материалов, проведение КИРО и т.д.

Характерные значения комплексного показателя опасности варьируются в широком диапазоне — 10^4 до 10^{24} .

Составляющие комплексного показателя позволяют дифференцировать состояние объекта в зависимости от времени. В целом характеристика состояния сооружения и размещенных в нем материалов варьирует в широком диапазоне, позволяя, таким образом, корректно оценить состояние безопасности объекта, содержащего радиоактивные материалы, активность которых также варьирует в диапазоне от долей ТБк до тысяч и миллионов ТБк.

В качестве примера применения этого метода можно привести данные работы [10] по ранжированию объектов различного типа в различные временные промежутки (табл. 3.4.6).

Таблица 3.4.6

Изменение результатов оценки комплексного показателя опасности для отдельных объектов в зависимости от времени и реализованных мероприятий

Организация	Объект	КП 2007	КП 2014	Причины изменения
ХМЗ	Корпус 197	2,01E+15	0	Ликвидация с реабилитацией территории
СХК	Водоем-хранилище Б-2	3,01E+22	6,38E+06	Консервация
ГХК	Водоем-хранилище 354	1,43E+15	3,04E+03	Консервация
Маяк	Теченский каскад водоемов	1,01E+20	1,53E+15	Создание инфраструктуры управления уровнем воды

Достаточно распространено мнение, что уровень связанных с объектом рисков является единственным критерием отнесения работ по объекту к приоритетным. Более обоснованным представляется подход, в рамках которого потенциальная опасность объекта не должна являться единственным критерием при планировании работ по ядерному наследию. Это обстоятельство учтено, например, в рекомендациях [17], предусматривающих набор критериев для выбора приоритетных мероприятий, связанных в том числе с состоянием промышленной площадки и перспективами ее развития, наличием инвесторов, заинтересованных в ее перепрофилировании и т.д.

Оценка вариантов стратегий для пунктов хранения РАО

Промежуточные результаты отнесения РАО (по всем объектам работы будут выполнены в 2014 году) к особым РАО дают богатый материал для понимания необходимости оптимизации решений по выводу из эксплуатации объектов наследия.

Напомним, что установленными Правительством РФ критериями отнесения к особым РАО должны были доказываться следующие два соотношения:

1) Рассчитанные в соответствии с регулирующими обращение с радиоактивными отходами федеральными нормами и правилами, а также санитарными правилами в области обеспечения радиационной безопасности коллективная эффективная доза облучения за весь период потенциальной опасности радиоактивных отходов и риск потенциального облучения, связанные с удалением радиоактивных отходов, превышают коллективную эффективную дозу облучения за весь период потенциальной опасности и риск потенциального облучения, связанные с захоронением радиоактивных отходов в месте их нахождения;

2) Расходы, связанные с удалением радиоактивных отходов (включая расходы на их извлечение, переработку, кондиционирование, перевозку к пункту захоронения и захоронение), рассчитанные в соответствии с методикой определения состава затрат, утверждаемой Госкорпорацией «Росатом», превышают совокупный размер возможного вреда окружающей среде в случае захоронения таких радиоактивных отходов в месте их нахождения, рассчитанный в соответствии с законодательством Российской Федерации об охране окружающей среды, и расходы на захоронение таких радиоактивных отходов в месте их нахождения (включая расходы на перевод пункта хранения радиоактивных отходов в пункт захоронения радиоактивных отходов, его эксплуатацию и закрытие, на обеспечение безопасности в течение всего периода потенциальной опасности радиоактивных отходов).

Как уже отмечалось, в рамках подходов, предложенных группой авторов, удалось найти алгоритмы оценки этих составляющих для каждого из объектов.

Данные по эффекту от отнесения отходов к особым РАО по ряду уже прошедших первичную регистрацию объектов оказались впечатляющими (табл. 3.4.7), особенно в части доз облучения и затрат. Даже с исключением из рассмотрения объектов, извлечение РАО из которых никогда не предполагалось, например, водоема В-9 (оз. Карачай), хвостохранилищ ОАО «ППГХО» и др., предотвращенные расходы будущих периодов по перечисленным объектам превышают 260 млрд. руб. и уменьшают дозозатраты будущих периодов на 50 чел.·Зв, что соответствует более 50 реакторо-лет эксплуатации блока АЭС.

В отношении объектов, отнесенных к особым, и не учтенных при оценке экономического эффекта, также достигнут важный практический результат — определен правовой статус пунктов хранения и сняты риски в отношении планируемых и ведущихся работ по консервации.

Таблица 3.4.7

**Эффект снижения доз облучения и затрат (будущих периодов)
при отнесении РАО к особым**

Организация	Наименование пункта хранения РАО	Объем накопленных РАО, м ³	Снижение коллективных доз облучения, чел. Зв	Снижение расходов будущих периодов, млрд. руб.
ОАО «ПО ЭХЗ»	Площадка для захоронения отходов	6,65E+03	Более 0,04	Более 0,8
ОАО «ПО ЭХЗ»	Могильник ТРО траншейного типа	3,82E+03	Более 0,07	Более 1,8
ОАО «ПО ЭХЗ»	Сооружение 313	8,46E+03	Более 0,01	Более 0,29
ОАО «УЭХК»	Пункт хранения ТРО	4,99E+04	Более 0,3	Более 8,2
ОАО «УЭХК»	Сооружение 185 (карта К-3)	1,16E+04	Более 0,1	Более 1,7
ОАО «НЗХК»	Хвостохранилище НЗХК	9,56E+05	Более 1,8	Более 27
ФГУП «ГХК»	Хранилища ТРО: ЦЗ АДЭ-1, об. 5М, ЦЗ АДЭ-2, об. 6В	1,71E+03	Более 22	Более 9,3
ФГУП «ГХК»	Объект 83-86	1,20E+04	Более 9	Более 1,5
ФГУП «ГХК»	Об. 384 (хранилище ЖРО)	4,50E+02	более 0,1	Более 1,6
ФГУП «ГХК»	Об. 385 (хранилище ЖРО)	4,00E+03	Более 0,5	Более 7,9
ФГУП «ГХК»	Об. 650/1 (хранилище ТРО)	8,37E+03	Более 1,1	Более 14,5
ФГУП «ГХК»	Об. 650/2 (хранилище ТРО)	9,20E+03	Более 1,2	Более 14,5
ФГУП «ГХК»	Об. 651/1 (хранилище ТРО)	4,00E+03	Более 0,3	Более 7
ФГУП «ГХК»	Об. 651/2 (хранилище ТРО)	4,28E+03	Более 0,4	Более 7
ФГУП «ГХК»	Об. 652/1 (хранилище ТРО)	2,76E+04	Более 2,9	Более 0,8
ФГУП «ГХК»	Об. 652/2 (хранилище ТРО)	2,76E+04	Более 2,9	Более 0,8
ФГУП «ГХК»	Об. 652/3 (хранилище ТРО)	2,70E+04	Более 2,7	Более 0,8
ФГУП «ГХК»	Об. 652/4 (хранилище ТРО)	1,85E+04	Более 2,9	Более 0,6
ФГУП «ГХК»	Об. 347/2а (хранилище ТРО)	3,90E+03	Более 0,1	Более 2,9

Продолжение таблицы 3.4.7

Организация	Наименование пункта хранения РАО	Объем накопленных РАО, м ³	Снижение коллективных доз облучения, чел. Зв	Снижение расходов будущих периодов, млрд. руб.
ФГУП «ГХК»	Об. 347/2б (хранилище ТРО)	2,40E+03	Более 0,2	Более 4,3
ФГУП «ГХК»	Об. 347/2в (хранилище ТРО)	2,40E+03	Более 0,2	Более 4,3
ФГУП «ГХК»	Об. 347/2г (хранилище ТРО)	3,90E+03	Более 0,1	Более 2,9
ФГУП «ГХК»	Об. 660 (хранилище ТРО)	7,50E+03	Более 0,2	Более 8,4
ФГУП «ГХК»	Об. 354А (хранилище ЖРО)	9,96E+04	Более 2	Более 90
ФГУП «ГХК»	Об. 354 (хранилище ТРО)	1,10E+04	Более 0,4	Более 45

Заключение

На протяжении более чем двадцати лет и вплоть до настоящего времени эксплуатирующими организациями предпринимались и предпринимаются меры по выводу из эксплуатации остановленных объектов. Вплоть до 2008 года сжатые возможности финансирования этих работ вынуждали ограничиваться первоочередными мерами, направленными на сохранение объектов в безопасном состоянии. На уровне отрасли предпринимались меры по концептуальному оформлению и программному структурированию работ в сфере вывода из эксплуатации. Оба указанных обстоятельства обеспечили возможность широкого развертывания работ по выводу из эксплуатации в рамках ФЦП ЯРБ. Реализованные в рамках ФЦП ЯРБ меры неотложного характера позволили:

- полностью исключить резкое ухудшение ядерной и радиационной обстановки по объектам ядерного наследия, обеспечить их безопасность в краткосрочной перспективе и определить объем работ по надежному и долгосрочному обеспечению безопасности;
- создать все условия для этапного сокращения объемов ядерного наследия при соблюдении базовых условий обеспечения ядерной и радиационной безопасности — безопасного использования атомной энергии с практической реализацией завершающих стадий жизненного цикла, исключая негативное воздействие на население и окружающую среду, и гарантировано высокой защищенностью населения в случае чрезвычайных ситуаций;
- отработать основные механизмы эффективного расходования средств федерального бюджета и обеспечить высокий уровень управления практическими мероприятиями по решению задач в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Помимо собственно вывода из эксплуатации и ликвидации объектов в рамках ФЦП ЯРБ был предусмотрен и реализован комплекс подготовительных работ, который включал:

- приведение объекта в ядерно безопасное состояние, то есть удаление отработавшего ядерного топлива и ядерных материалов;
- определение ключевых принципов и решений при выводе из эксплуатации объекта, их обоснование и формализация в виде концептуальных и программных документов;
- проведение комплексного радиационно-инженерного обследования, по данным которого в дальнейшем ведется разработка технологий, необходимых для обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации, работы по дезактивации и демонтажу конструкций, моделированию и обоснованию безопасности работ по выводу из эксплуатации;
- апробацию и отработку технологий на экспериментальном стенде или на компьютерном тренажере;
- проектно-конструкторские работы, в рамках которых разрабатывается вся необходимая документация для практического осуществления работ, в том числе для создания необходимой инфраструктуры и обеспечения достижения объектом конечного состояния;
- получение лицензии на вывод из эксплуатации, заключающееся в подготовке и направлении соответствующего пакета документов (в том числе, отчета по обоснованию безопасности принятых решений и планируемых работ) в органы государственного регулирования безопасности.

В рамках инвентаризации ЯРОО был предложен трехуровневый подход, позволивший решить несколько задач.

Сформирован сводный перечень ядерно и радиационно опасных объектов Российской Федерации, позволяющий решать задачи долгосрочного (стратегического) планирования и мониторинга работ по решению проблем ядерного наследия.

Сформирован ранжированный перечень объектов ядерного наследия, примененный для планирования мер по ядерному наследию на ближайшие 10–15 лет.

Создана основа для разграничения ответственности по ядерному наследию и стратегического планирования.

Литература

1. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. — Под общей редакцией Е.В. Евстратова, А.М. Агапова, Н.П. Лаверова, Л.А. Большова, И.И. Линге. — 2010 г. — 373 с. — Т1.
2. Проект Программы вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов Росатома на 2005 — 2010 годы. Отчет ИБРАЭ РАН, 2004 г.
3. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Развитие системы обращения с радиоактивными отходами в России. Под общей редакцией Л.А. Большова, О.В. Крюкова, И.И. Линге. — 2013 г., 390 с. том 2.
4. Крюков О.В., Абрамов А.А., Васильев В.А. и др. Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года. Итоги работ 2008–2012 гг.». М., Комтехпринт, — 2013. — 48 с.
5. Кузнецов А.Ю., Суханов Л.П., Черников М.А., Варлаков А.П. Опыт вывода из эксплуатации объектов «ядерного наследия» ОАО «ВНИИНМ». Презентация на Атомэко-2013. http://www.atomeco.org/forum/31_october
6. Немытов С.А. Основные результаты и задачи по подготовке к выводу из эксплуатации энергоблоков АЭС. Презентация на Атомэко-2013. http://www.atomeco.org/forum/31_october
7. Техногенные радионуклиды в морях, омывающих Россию / Ю.В. Сивинцев, С.М. Вакуловский, А.П. Васильев и др. — М.: Издат, 2005. — 624 с.
8. Радиоэкологические последствия эксплуатации и утилизации объектов атомного флота в дальневосточном регионе / С.В. Антипов, В.Д. Ахунов, В.П. Биладенко и др. Институт проблем безопасного развития томной энергетики РАН. — М., 2010. — 388 с.
9. Стратегический мастер-план утилизации выведенного из эксплуатации атомного флота и реабилитации радиационно-опасных объектов обслуживающей инфраструктуры на северо-западе России. Под ред. А.А. Саркисова

10. Инвентаризация ядерно и радиационно опасных объектов: ожидаемые результаты и перспективы их использования. И.Л. Абалкина, Д.В. Бирюков, М.В. Ведерникова и др. Препринт ИБРАЭ №IBRAE-2014-05, 2014.
11. Линге И.И., Савкин М.Н., Абалкина И.Л. и др. Подходы к оценке и сопоставлению доз, рисков и затрат для целей обоснования отнесения РАО к особым РАО. Препринт № IBRAE-2013-06. — М.: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2013, 38 с.
12. Линге И.И., Савкин М.Н., Абалкина И.Л. и др. Развитие подходов к обоснованию отнесения РАО к особым РАО. Препринт ИБРАЭ РАН. №IBRAE-2014-06. М.: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2014, 29 с.
13. Абалкина И.Л., Барчуков В.Г., Бочкарев В.В. и др. Научно-техническое пособие по подготовке обосновывающих материалов для принятия решения об отнесении радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам. Версия 2.0. — М.: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2014, 157 с.
14. О ранжировании потенциальных источников радиационного риска. Д.В. Бирюков, В.И. Дорогов, Т.А. Спивак, Д.В. Ковальчук. В кн.: Вопросы радиационной безопасности № 3, 2013.
15. NDA Prioritization — Calculation Of Safety And Environmental Detriment Scores, Doc No EGPR02 Rev 6, April 2011. <http://www.nda.gov.uk/documents/upload/EGPR02-NDA-Prioritisation-calculation-of-safety-and-environmental-detriment-scores-Rev6.pdf>.
16. «Ранжирование источников радиационного риска» Бакин Р.И., Бирюков Д.В., Илюшкин А.И. и др. Препринт ИБРАЭ РАН №IBRAE-2014-06, 2014.
17. «Рекомендации по включению мероприятий в состав ФЦП ЯРБ» Приложение 4 к Концепции федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2025 года».
18. Абрамов А.А. с соавт. К вопросу оценки объема ядерного наследия в атомной промышленности и на иных объектах мирного использования атомной энергии в России. Журнал Ядерная и радиационная безопасность, 2014 г. в печати.

ГЛАВА 4

Развитие отраслевой системы вывода из эксплуатации

Одной из системных проблем в области вывода из эксплуатации и ядерного наследия в целом являлось отсутствие практического опыта, необходимого для отработки всех элементов работ по выводу из эксплуатации и управления работами подобного масштаба на уровне отдельных проектов и отрасли в целом.

Предшествующая глава дает общее представление о старте и ходе реализации работ по выводу из эксплуатации. Поставленные задачи решались и в целом решались успешно. Одновременно с этим происходило коренное изменение системы управления и менеджмента в Госкорпорации «Росатом». Эти изменения не были разовыми, они осуществлялись в русле стратегической переориентации отрасли из режима выживания на режим инновационного развития. Это предопределило неизбежность постоянной настройки системы управления с целью повышения эффективности.

В рамках данной главы рассмотрим несколько направлений проблематики управления выводом из эксплуатации:

- развитие системы управления работами по выводу из эксплуатации;
- развитие отраслевой информационной системы по выводу из эксплуатации;
- формирование центров научно-технической компетенции по вопросам вывода из эксплуатации;
- формирование научно-технических программ по завершающим стадиям жизненного цикла.

Отметим, что в данной главе не рассматривается вопрос об организационной структуре сферы услуг в области вывода из эксплуатации, например, создания одной крупной организации, обладающей необходимым опытом в полном цикле работ по выводу из эксплуатации. Возможно, такой вопрос и встанет на повестке дня в будущем. Но на сегодняшний день можно констатировать, что в результате исторических предпосылок и действия рыночных механизмов уже сформировались центры компетенции по отдельным видам работ в области вывода из эксплуатации. Представление об этом даст содержание разделов 3–6 данной главы. До последнего времени деятельность некоторых из таких центров, как например, в Курчатовском институте, была сосредоточена на задачах вывода из эксплуатации собственных установок. Но уже сегодня эти компетенции готовы к применению на объектах иных организаций. Именно накопление практического опыта и получение полного набора референций (табл. 4.1) является среднесрочной задачей развития системы управления. Второй ключевой задачей системы управления является создание условий для активного применения данного опыта. Наряду с ИТ компонентой — отраслевой информационной системой вывода из эксплуатации — позитивную роль могут сыграть объединения организаций, занимающихся выводом из эксплуатации. В этом плане примечательно создание в 2013 году Ассоциации по выводу из эксплуатации радиационно-опасных объектов «АВЭРО».

Таблица 4.1.

Фактические и ожидаемые сроки получения референций по выводу из эксплуатации объектов различных типов

Промышленные реакторы	Консервация ПУГР ЭИ-2 ОАО «ОДЦ УГР» (2015 г.)
Исследовательские ядерные установки	Вывод из эксплуатации КС БР-1 ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ»; ИЯУ ВВРЛ-02, 03 ФГУП «НИИП»; ИЯУ АСТ-1 ОАО «ГНЦ НИИАР» (2009–2015 г.)
Пункты хранения ЖРО	Консервация водоемов-хранилищ Б-2 ОАО «СХК» и №354 ФГУП «ГХК» (2008–2012 г.)
Объекты ядерного топливного цикла	ВЭ корпусов №197,7,24,124 ОАО «ХМЗ» (2010 г.) ВЭ производства ТФУ ОАО «КЧХК» (2013 г.)
Атомные подводные лодки	Серийная утилизация АПЛ, утилизация аварийных АПЛ, укрытие для аварийных АПЛ, вывоз топлива, эксплуатация ПДХ Гремеха
Атомные ледоколы и суда АТО	Утилизация судна атомного технологического обслуживания «Володарский» (2014 г.) Утилизация атомного ледокола «Сибирь» (2018–2020 гг.)
Блоки АЭС	Вывод из эксплуатации 1, 2 блоков Нововоронежской АЭС (2030–2040 гг.)

4.1. Развитие системы управления деятельностью по выводу из эксплуатации

Решение задач по развитию системы управления в области вывода из эксплуатации, впервые поставленных в 2007–2008 гг., сопровождалось рядом обстоятельств, связанных с принципиальным изменением правовых и организационных условий функционирования отрасли и эксплуатирующих организаций, которые можно охарактеризовать и как стимулирующие, и как осложняющие.

В отсутствии готовых и скоординированных элементов отраслевой системы вывода из эксплуатации стало неизбежно применение упрощенных подходов. В состав мероприятий ФЦП ЯРБ были включены наиболее приоритетные по параметрам безопасности мероприятия, однако уровень проработки конкретных решений по выводу из эксплуатации (ВЭ) был крайне неравномерен. В редких случаях имелись утвержденные концепции, программы или проекты ведения работ. Несмотря на указанные обстоятельства, необходимая работа по организации и реализации работ по подготовке, проектированию работ по ВЭ, проведению демонтажных работ и утилизации была выполнена, что позволяет прогнозировать успешное выполнение ФЦП ЯРБ по данному направлению в целом.

Однако сегодня, с ориентацией на повышение эффективности расходования бюджетных средств и повышение качества системы управления в Госкорпорации в целом и конечную цель формирования и реализации долгосрочной программы по ликвидации ядерного наследия, осуществляющаяся практика управления может быть охарактеризована более критично. Современные представления о зрелости прорабатываемых управленческих решений и организации работ иницируют более внимательный анализ реализованной практики по многим составляющим (табл. 4.1.1).

Таблица 4.1.1

Целевое состояние системы управления по отдельным проблемным зонам

Направления практик системы управления	Характеристика прошлой практики	Целевое состояние
1	2	3
Горизонт планирования	Планирование в горизонте от 1 до 3 лет.	До достижения конечного результата или выраженного этапа ВЭ. На период до 5, 10 лет и далее.
Организационная политика	Формирование организационной структуры по ВЭ осуществляется с целью выделения ответственности функционального подразделения. Роли и полномочия участников деятельности не определяются. Назначение некоторых ролей, например, генпроектировщика, осуществляется на стадии контрактования работ по проектированию, тем самым исключая участие роли «проектировщик ВЭ» на этапе инициирования и проработки содержания работ по ВЭ.	Формирование проектной команды с наделением полномочий и детализированной ответственностью участников. Выделение новых «проектных» ролей, в том числе: генерального проектировщика ВЭ, планировщика ВЭ, администратора проекта, «эксперта по ВЭ» (участника экспертного совета) и т.д. Привлечение подрядчиков с выделенными полномочиями на стадии инициирования/формирования проекта ВЭ.
Целеполагание	Вручную. Формирование целей и задач контрактов не систематизировалось и не было основано на проработке и детализации общей иерархии/дерева целей по ВЭ. Стратегическая цель Корпорации по решению проблем наследия не детализируется на подцели.	Ориентированное на конечный результат стратегической цели и цели долгосрочной программы. Формирование, постановка и достижение, оценка и совершенствование целеполагания в рамках единого процесса проработки целей по ВЭ. Процесс проработки целей основан на едином дереве/иерархии целей по ВЭ, включающей детализированные цели по проектам и годам.
Определение содержания работ	Определение наиболее общего (без иерархической структуры и детализации) состава работ по этапам. Отсутствие оценки содержания, длительности, стоимости, рисков, ресурсов по работам и мероприятиям программы работ по ВЭ. Расчет стоимости по аналогам. Фрагментарное применение календарно-сетевое планирования. Отсутствие оценки фактического исполнения план-графика в показателях объема исполнения.	Проработка иерархической структуры работ по ВЭ, включающей: классификатор работ, оценку длительности и ресурсного обеспечения работ по ВЭ, оценку стоимости на основе коммерческих предложений рынка, оценку рисков (радиоэкологических и физической безопасности) по работам, анализ аварийности и план аварийного реагирования, требования по качеству реализации всех работ иерархической структуры работ по ВЭ. Регулярный мониторинг и контроль как планирования, так и фактического исполнения план-графика работ, разработанного на основе иерархической структуры работ.

Продолжение таблицы 4.1.1

1	2	3
Планирование ресурсного обеспечения, в том числе сценарное	Ресурсное планирование в части РАО было невозможно. Сценарное финансовое планирование осуществлялось в исключительных случаях. Массово не реализовано.	Ресурсное и сценарное планирование осуществляется в полном объеме.
Управление рисками безопасности	Оценка безопасности (радиоэкологической и физической безопасности) в рамках компетенций эксплуатирующей организации. Оценка рисков в рамках обоснования безопасности ВЭ.	Формирование и реализация работ по ВЭ с учетом плана управления рисками безопасности. Анализ, предупреждение, оценка и экспертиза рисков на протяжении планирования ВЭ на стадиях «эксплуатация» и «вывод из эксплуатации».
Финансирование работ по ВЭ	Идентификация расходов на ВЭ не осуществляется. Оценка обязательств в рамках МСФО по ВЭ ЯРОО.	Учет плановых и фактических расходов на ВЭ осуществляется в рамках выделенного бюджета проекта. Определена процедура учета фактических расходов, а также определены требования к классификации расходов. Определены финансовые показатели проекта ВЭ, плановые объемы расходов и обязательства по финансированию проекта ВЭ по годам и в целом, а также по различным сценариям. Показатели и объемы фактических расходов по ВЭ анализируются и сравниваются с оценочными обязательствами Корпорации в рамках МСФО. Производятся анализ и уточнение данных оценки обязательств по МСФО на основе фактически понесенных затрат на ВЭ, оценки стоимости реализации текущих проектов, оценка стоимости сценариев финансирования Долгосрочной программы ВЭ.
Оценка эффективности реализации ВЭ и снижение рисков роста стоимости работ	Стоимость работ по мере реализации проекта в отдельных случаях значительно возрастала.	Оценка и регулярная экспертиза проекта ВЭ на уровне научно-технического совета и круга экспертов.
Взаимодействие с заинтересованными сторонами	Взаимодействие осуществлялось в основном на корпоративном уровне, главным образом в рамках форумов «Атомэко» и др.	Постоянное взаимодействие с участниками работ по ВЭ и информирование общественности о ходе реализации работ. Взаимодействие с участниками работ по ВЭ по аналогичным объектам вывода из эксплуатации. Оценка по результатам анализа мнений и требований участников проекта ВЭ.

Основные направления развития системы управления выводом из эксплуатации

Развитие системы управления выводом из эксплуатации видится необходимым по трем главным направлениям:

- Достижение приемлемых нормативно-правовых условий деятельности по ВЭ, включая развитие законодательства и нормативно-правового поля, институциональных механизмов стимулирования эффективности реализации работ по ВЭ и развития новых видов бизнеса в области заключительных стадий жизненного цикла. Значительная часть этих вопросов рассмотрена в Главе 2. Решение всех иных задач может быть осуществлено в рамках внутрикорпоративного контура управления ВЭ.
- Формирование и реализация консолидированной программы деятельности Корпорации в области ВЭ, включая: определение общей корпоративной политики и правил принятия решений в рамках этой политики; формализацию процедур и процессов управления и принятия решений, включая внедрение стандартов управления и информационного обеспечения на основе лучших практик и международных подходов; долгосрочное планирование обязательств по ВЭ, работ и необходимой инфраструктуры по ВЭ; выработку «продуктовой линейки по ВЭ» как совокупности технических требований и спецификаций к работам и услугам, оказываемых специализированными организациями при выводе из эксплуатации; политику управления персоналом при ВЭ и ряд других.
- Формирование, развитие и обеспечение эффективности центров бизнес-компетенций по ВЭ в части оказания работ и услуг.

Остановимся на некоторых, но наиболее важных позициях второго направления — развитии системы управления. В рамках тома 1 и 2 уже рассматривались вопросы планирования вывода из эксплуатации по отдельным совокупностям объектов. Однако вопросы планирования деятельности в целом по отрасли, а по сути и в стране в целом, требуют учета существенно большего объема особенностей и обстоятельств. Особенности планирования работ по выводу из эксплуатации связаны с несколькими обстоятельствами.

Во-первых, это наличие диапазона времени, оптимального для вывода из эксплуатации, определяющегося, главным образом, двумя факторами — радиоактивным распадом и нарастанием рисков в связи с деградацией элементов конструкции установок.

Во-вторых, это обеспечение системной готовности — инфраструктуры ВЭ, в том числе в части обращения с ОЯТ и РАО. Быстрый старт в отсутствии системных решений по инфраструктуре неизбежно приведет к избыточному росту локальных объектов инфраструктуры, в том числе временных промежуточных хранилищ, что приведет к нерациональному использованию ресурсов и проблемам, которые придется решать следующим поколениям.

В третьих, это технологическая готовность.

В четвертых, это информационная обеспеченность системы управления в части ведения реестра ядерных установок и радиационных источников, эксплуатация которых по функциональному назначению прекращена или будет прекращена в ближайшие годы. В настоящее время органы управления использованием атомной энергии подобными полномочиями не обладают. Учет объектов, эксплуатация которых по функциональному назначению прекращена, является основополагающим фактором, обеспечивающим эффективное планирование деятельности по ВЭ, в том числе

определение объема и источников финансирования, распределение ресурсов, оценка эффективности функционирования отраслевой системы ВЭ и т.д. На сегодняшний день такая работа ведется (см. раздел 3.5) на временной основе — в рамках одного из мероприятий ФЦП ЯРБ. Обеспечение постоянного учета объектов, эксплуатация которых по функциональному назначению прекращена, возможно исключительно посредством закрепления соответствующих норм на уровне нормативного правового акта.

Первоочередные задачи перехода на перспективную модель управления выводом из эксплуатации

Проблемы внедрения лучших практик управления в области ВЭ имеют общее происхождение. В любой организации существует стремление к совершенствованию системы управления и опять-таки в любой организации новшества воспринимаются с опаской и внедряются с определенными издержками. Правильные новшества при правильном исполнении меняют организации к лучшему — ведут к повышению экономической эффективности, новым рынкам и продуктам, обеспечению целевых государственных функций на более качественном уровне и др.

В этом смысле внедрение методов проектного менеджмента является естественным развитием системы управления в области ВЭ. В России эти задачи частично уже решены в отношении, например, объектов комплексной утилизации атомных подводных лодок на Северо-Западе России. Имеется и богатый зарубежный опыт организации и ведения работ по выводу из эксплуатации (см. Главу 1). Однако полномасштабному внедрению методов проектного менеджмента должно предшествовать решение нескольких более частных, но важных в тактическом плане групп задач, таких, как:

1. Определение последовательности ВЭ объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) с определением видения, стратегии и целей, анализом заинтересованных сторон, субъектов управления, определением продуктовой и технологической линейки ВЭ ОИАЭ и развитием бизнеса по ВЭ.

2. Создание организационных условий для возможности реализации целостного комплекса работ (под ключ) специализированной организацией на промышленной площадке эксплуатирующей организации. Эти условия включают организационную модель ВЭ, собственно проектный менеджмент, контрактование работ по проектам и технические конкурсы проектов на вывод из эксплуатации, учет фактических затрат, включая применение методики освоенного объема, формирование программ проектов и т.д.

3. Создание системы информационной поддержки (см. раздел 4.3).

В настоящее время можно оптимистично предположить, что весь комплекс работ по первоочередным задачам групп 1–3 будет завершен в 2015 году.

В период 2011–2013 гг. была начата реализация нескольких проектов для решения указанных задач. Один из этих проектов связан с определением структуры процессов по ВЭ и формированием так называемой процессной модели. Одна из первых задач на этом пути — разделение процессов на две группы процессов, связанных с управлением государственными функциями и бизнес-функциями (рис. 4.1.1). Решение этой задачи в определенном роде коррелирует с развитием законодательного обеспечения как в области вывода из эксплуатации (см. Главу 2), так и в сфере закупок для государственных нужд.

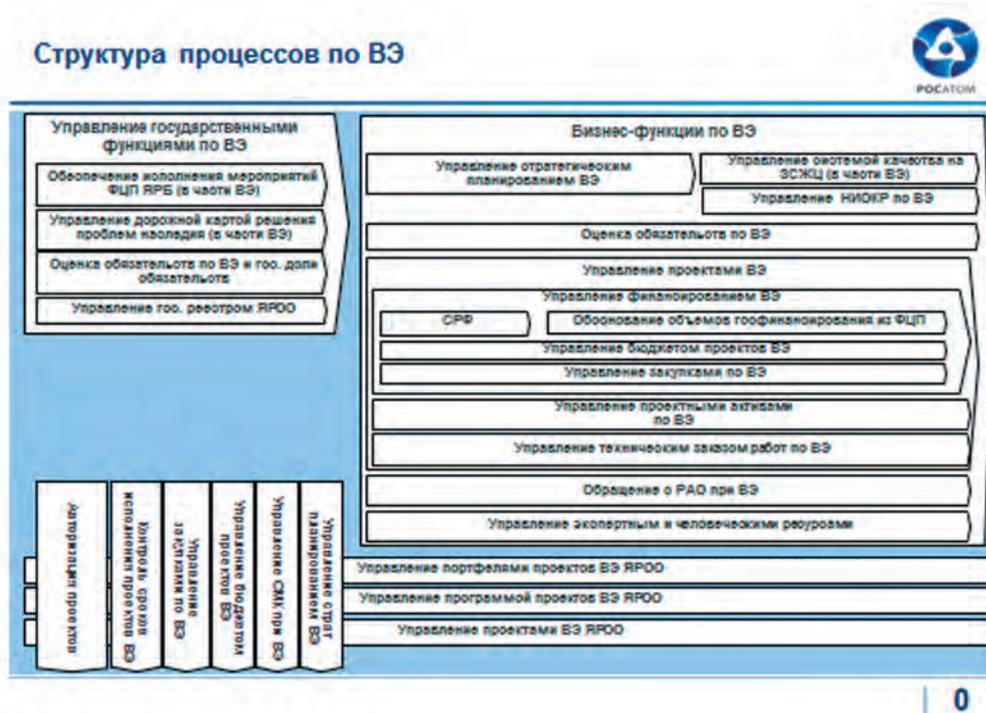


Рис. 4.1.1. Разделение процессов вывода из эксплуатации на государственные функции и бизнес-функции (перспектива).

Во второй из групп задач наиболее сложной и актуальной является повышение открытости конкурсов по ВЭ для организаций, имеющих наивысшие компетенции в этой области, но не являющихся организациями, эксплуатирующими данную установку. Практика последних лет допускала возможность и участия, и победы в конкурсе таких организаций, которые в последующем сталкивались с естественными проблемами доступа на площадку.

В настоящее время найден выход из юридической коллизии, связанной с отсутствием организации, эксплуатирующей ОИАЭ, в рамках контрактных взаимоотношений между государственным заказчиком работ — Госкорпорацией «Росатом» и исполнителем, реализующем работы и услуги по государственному контракту. Этим выходом представляется дополнительное юридическое соглашение между Госкорпорацией «Росатом» и эксплуатирующей организацией о взаимодействии в рамках вывода из эксплуатации ОИАЭ. В это же соглашение могут быть включены требования о соответствии стандартам в области проектного менеджмента.

4.2 Развитие отраслевой информационной системы вывода из эксплуатации

Разработанная в 2009 году Концепция ОИС ВЭ (см. раздел 3.2.2) стала основой для развертывания работ в этой области. По состоянию на 2014 год работы ведутся по всем основным компонентам ОИС ВЭ.

Практические работы по созданию корпоративного уровня ведутся в рамках проекта Р-BS1-1 «Создание корпоративного уровня отраслевой информационной системы вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов Госкорпорации «Росатом». Основной исполнитель работ — ЗАО «НЕОЛАНТ». По сравнению с Концепцией ОИС ВЭ произошло некоторое уточнение целей и задач, связанное,

главным образом, с общими тенденциями развития информационных технологий и управленческих процессов в Госкорпорации «Росатом».

ОИС ВЭ ЯРОО строится на основе трехуровневой архитектуры (рис. 4.2.1).

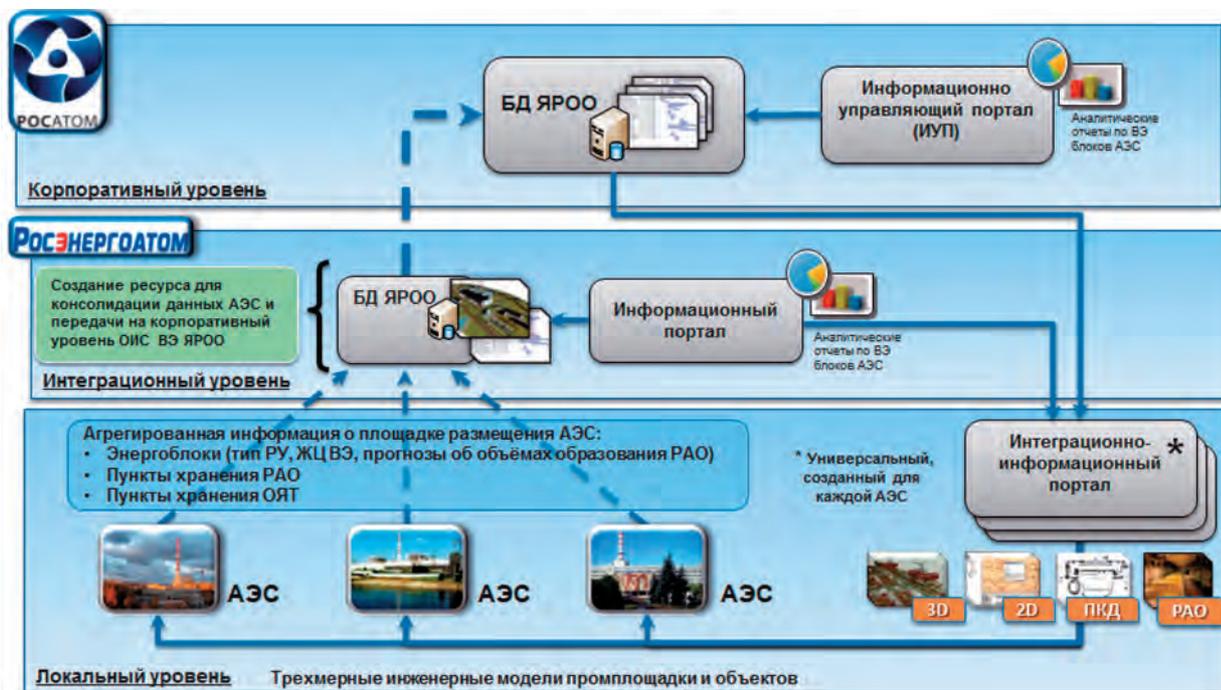


Рис. 4.2.1. Уровни ОИС ВЭ ЯРОО

Задачи информационной поддержки мероприятий ВЭ на локальном уровне включают создание специализированных ИТ-инструментов для проведения экспертиз, проектирования, решения инженерно-технических задач организации безопасного и эффективного ведения работ на объектовом уровне и прочее. На локальном уровне ОИС ВЭ ЯРОО широко используются возможности внедряемых «НЕОЛАНТ» информационных систем на базе решения ИС БДВЭ АЭС.

Задачи укрупненного обобщения сведений о ходе работ по ВЭ ЯРОО разных типов (рис. 4.2.2) и применяемых технологиях решает интеграционный уровень ОИС ВЭ ЯРОО (ИУ ОИС ВЭ ЯРОО). Основу для формирования базы данных по выводимым из эксплуатации объектам и подлежащим выводу из эксплуатации должны дать работы по инвентаризации ЯРОО (см. раздел 3.4). Основными пользователями ИУ ОИС ВЭ ЯРОО должны стать центры компетенции по ВЭ ЯРОО разных типов. На сегодняшний день таковыми являются:

- ОДЦ УГР в виде ДЗО ОАО «СХК»;
- ОДЦ ВВЭР в виде подразделения НВАЭС (в планах — преобразование в филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом»).

Планируется создание ряда подобных организаций на предприятиях ОАО «ТВЭЛ».

Разрабатываемый корпоративный уровень ОИС ВЭ ЯРОО включает такие подсистемы, как:

- «Информационно-управляющий портал» (ИУП).
- «Объектовый банк данных ЯРОО» (ОБД ЯРОО).



Рис. 4.2.2. ЯРОО разных типов, подлежащих ВЭ

- «Планирование и контроль ВЭ ЯРОО» (ПК ВЭ ЯРОО).
- «Оценка стоимости ВЭ ЯРОО» (ОС ВЭ ЯРОО).
- «Геоинформационное представление данных по ВЭ ЯРОО» (ГПД ВЭ ЯРОО).
- «Электронный документооборот и архив документов по ВЭ» (ЭДА ВЭ ЯРОО).
- «Экспертно-информационный портал» (ЭИП).
- «База данных технологий ВЭ ЯРОО» (БДТ ВЭ ЯРОО).

Их взаимодействие организовывается на основе архитектуры, представленной на рис. 4.2.3.

Особенностями ОИС ВЭ ЯРОО являются:

- многофункциональность с точки зрения поддерживаемых деловых и организационных процессов и инженерно-технических мероприятий;
- «конструкционная» насыщенность ИТ-блоками и платформами.

«Конструкция» ОИС ВЭ ЯРОО включает базы данных, систему бизнес-аналитики, блоки учета, планирования, электронного документооборота, решение для организации единого информационного пространства и совместной работы. Создаваемая система ОИС ВЭ ЯРОО интегрируются с уже развернутыми в организациях Госкорпорации «Росатом» информационными системами, среди которых и различающиеся по своим архитектурам SAP и 1С.

4.2.1. Общие подходы к созданию объектов ИС ВЭ

Вывод из эксплуатации конкретного ЯРОО — сложный и дорогостоящий процесс, безопасная и эффективная реализация которого может осуществляться только при условии информационной поддержки проектирования ВЭ, обеспечивающей:

- создание обоснованного плана проведения работ (ППР);
- верификацию закладываемых в проект технологий и ППР;
- использование информационных инструментов для поддержки принятия решений.

Спектр «состояний», при которых ядерный объект не сможет негативно влиять на природу и население, находится в диапазоне от «захоронения на месте», предусматривающего надежную изоляцию ядерных и радиационно опасных компонентов ЯРОО на территории его промплощадки с помощью естественных и специально созданных защитных барьеров и принятия специального комплекса мер для организации радиационного мониторинга, и до полной ликвидации с доведением территорий до состояния так называемой «зеленой лужайки», пригодной для проживания, работы, отдыха людей. Главные задачи подготовки и осуществления проекта ВЭ — безопасность выполнения всех видов работ и экономическая эффективность их организации и проведения. Важными инструментами решения этих задач являются:

- анализ информации о ходе и событиях эксплуатации ОИЯЭ, проектирование ВЭ с учетом особенностей истории эксплуатации;
- рациональное использование опыта уже выполненных проектов ВЭ;
- использование апробированных технологий выполнения работ;
- использование имитационного моделирования ответственных технологических операций;

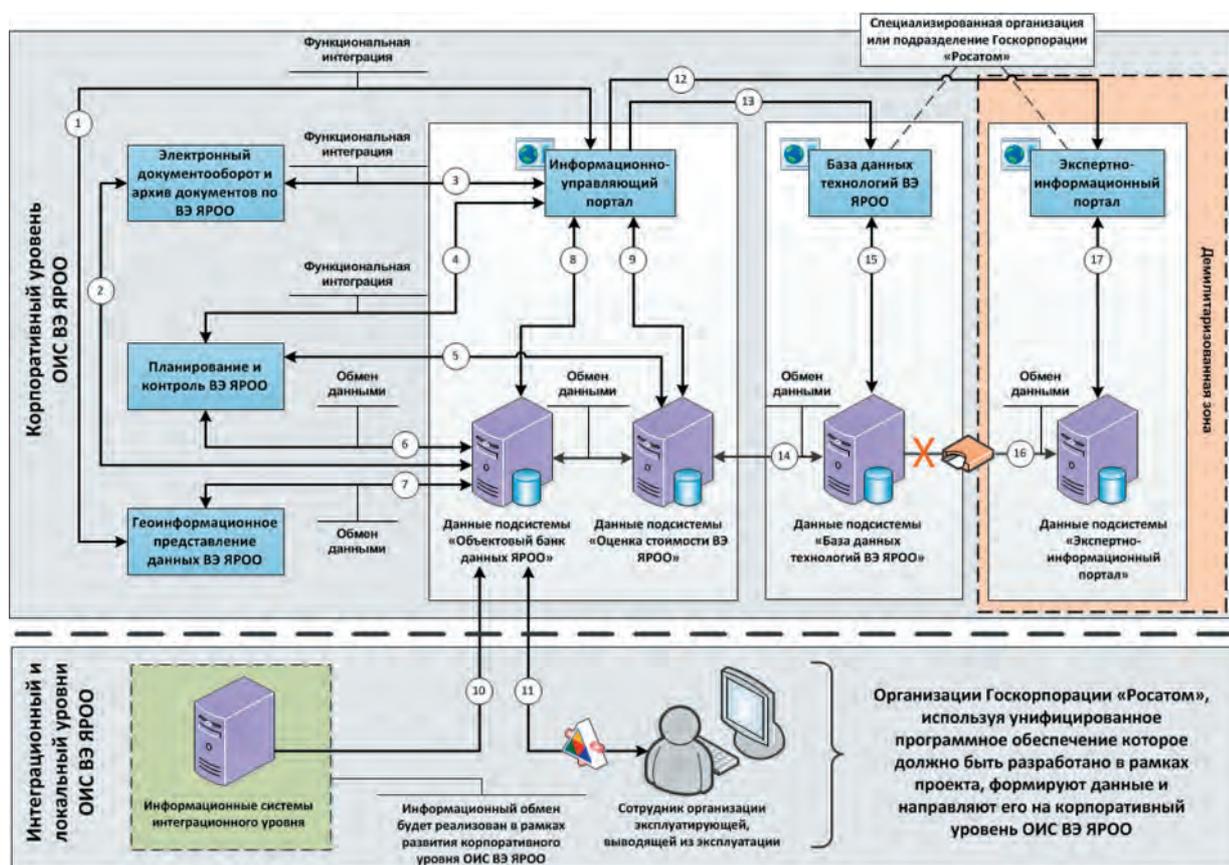


Рис. 4.2.3. Архитектура взаимодействия подсистем корпоративного уровня ОИС ВЭ ЯРОО

- максимальное использование технологий, инструментов, машин и механизмов, предлагаемых поставщиками в виде коммерческих, «каталожных» (COTS, Commercial of the Shelf) продуктов.

Перечисленный набор включает либо продукты ИТ в «чистом виде» (например, имитационное моделирование), либо подходы, наиболее эффективно реализуемые с помощью ИТ. Для оптимизации подбора технологий в рамках корпоративного уровня ОИС ВЭ ЯРОО создается подсистема «База данных технологий по ВЭ ЯРОО».

Поэтому подготовка и проведение ВЭ — проектирование и выполнение «материальных» работ по выводу из эксплуатации — должны опираться на развитую информационную поддержку:

- актуализируемыми базами данных,
- системами бизнес-аналитики;
- компьютерными имитационными моделями;
- программными тренажерными комплексами.

ВЭ может осуществляться по трем базовым вариантам, отличающимся по времени проведения демонтажа радиоактивно загрязненных конструкций, систем и оборудования:

- захоронение на месте;
- немедленный демонтаж (за рубежом для его обозначения используется сокращение DECON);
- отложенный демонтаж (за рубежом для его обозначения используется сокращение SAFSTOR).

Концепция ВЭ на основе отложенного демонтажа (на срок до 50 лет) основывается на возможности доведения до более низкого уровня радиационной опасности для персонала, осуществляющего работы по ВЭ, по сравнению с тем, что существовал на момент останова.

Еще одно достоинство отложенного демонтажа — временной резерв для разработки технологий и технических решений для эффективного выполнения радиационно опасных работ.

Осуществление проекта ВЭ по варианту отложенного демонтажа требует особого внимания к следующим составляющим:

- организации процесса сбора, анализа и сохранения данных обследований ОИЯЭ в течение срока его выдержки до демонтажа;
- сбора и сохранения информации по проектированию ВЭ, верификации и валидации технологий работ по ВЭ;
- сохранению данных по проектированию и эксплуатации ОИЯЭ в течение длительного времени выдержки его радиоактивно загрязненных компонентов.

Для решения этих вопросов необходимо использовать не только информационно насыщенные базы данных, но обоснованные надежные политики и технологии резервного копирования данных, разграничения прав доступа и управления информацией.

Захоронение на месте и немедленный демонтаж ОИЯЭ — также достаточно длительные процессы. Их продолжительность с учетом времени для завершения процедур обращения с РАО составляет 4–7 лет.

Важность информационной поддержки для эффективного и безопасного проведения процесса ВЭ по вариантам «захоронение на месте» или «немедленный демонтаж» определяется необходимостью обеспечения таких условий, как:

- предоставление всем участникам быстрого и удобного доступа к актуальному и полному набору данных по архитектурно-строительной и реакторно-технологической частям объекта, данным КИРО;
- реализация возможностей для совместной работы для лиц, принимающих решения;
- предоставление лицам, принимающим решения, ИТ-инструментов поддержки принятия решений;
- проведение широкого круга инженерных расчетов и имитационного моделирования при подготовке проекта ВЭ для обеспечения:
 - безусловного соблюдения нормативных требований к радиационной безопасности, защите окружающей среды и требований к безопасности труда, не связанных с угрозой радиационного поражения;
 - эффективности расходов на плановые работы по ВЭ и минимизации непроеизводительных потерь;
- использование компьютеризированных дистанционно управляемых машин и механизмов и средств контроля радиационной обстановки.

Ядром всеобъемлющей информационной поддержки вывода из эксплуатации ЯРОО является база данных, включающая набор:

- проектных данных, необходимых для планирования и проведения работ по выводу из эксплуатации, включая исчерпывающий объем данных о конструкции установки и состоянии ее элементов;
- документально подтвержденных и упорядоченных данных о:
 - эксплуатации ЯРОО;
 - комплексных инженерных и радиационных обследованиях (КИРО);
 - результатах расчетных исследований и имитационного моделирования;
 - результатах выполнения работ на всех этапах ВЭ.

Вокруг этой базы данных выстраивается комплекс инструментов системы информационной поддержки, включающий приложения для:

- сбора и накопления данных с систем мониторинга параметров оборудования и окружающей среды;
- инженерных расчетов (ПИР);
- имитационного моделирования (ПИМ);
- разработки документов, требуемых для проекта ВЭ;
- бизнес-аналитики, планирования ресурсов и перспективного и оперативного планирования работ;
- контроля поступления и расходования ресурсов и хода выполнения работ;
- поиска данных и информации и их представления в виде, удобном для специалистов и руководителей разных уровней.

Создание системы информационной поддержки ВЭ (СИП ВЭ) должно осуществляться с учетом максимально возможной унификации платформ и решений. Однако это требование не должно вступать в противоречие с необходимостью учета специфики конкретных ЯРОО. СИП ВЭ — это развивающийся комплекс, требования к которому определяются особенностями этапов ВЭ. На этапе проектирования в первую очередь требуется информация по КИРО, опыту ВЭ аналогичных объектов и технологиям ВЭ, инструментам для ПИР и ПИМ, актуальной нормативной документации. При выполнении работ по ВЭ наиболее востребованы данные и инструментарий для учета и управления затратами, обращения с РАО.

4.2.2 Информационные базы данных вывода из эксплуатации АЭС

Применительно к энергоблокам АЭС в документе ОПБ-88/97 (Общие положения обеспечения безопасности атомных станций) дано следующее определение ВЭ: «Вывод блока из эксплуатации — процесс осуществления комплекса мероприятий после удаления ядерного топлива, исключающий использование блока в качестве источника энергии и обеспечивающий безопасность персонала, населения и окружающей среды».

Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) определяет ВЭ энергоблока АЭС как деятельность по изменению состояния ядерной энергетической установки и блока АЭС в целом, включающая в себя этапы перевода в ядерно безопасное состояние и достижение заданного конечного состояния энергоблока АЭС с целью осуществления полного или частичного его освобождения из-под контроля органов регулирования безопасности.

Необходимость и требования к информационной поддержке ВЭ энергоблоков АЭС последовательно закреплялась нормативными документами:

- НП-012-99 Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции;
- РД ЭО 0013-93 Основные положения по снятию с эксплуатации блоков АС, отработавших проектный срок службы;
- РБ-013-2000 Требования к содержанию программы вывода из эксплуатации блока атомной станции;
- РД ЭО 1.4.3.1.25.0582-2011 База данных по выводу из эксплуатации блоков атомных станций.

«НЕОЛАНТ» разработал и с 2004 года планомерно внедряет в атомной отрасли России ИТ-решения для реализации сопровождения жизненного цикла (ЖЦ) сложных объектов на основе датацентрических информационных систем. Ядро такой системы — информационная модель (ИМ) объекта (рис. 4.2.2.1).

Применение в датацентрических системах трехмерных инженерных информационных моделей АЭС, в совокупности с регламентами актуализации их данных, позволяет включить в единое информационное поле как эксплуатирующую организацию (АЭС, головной офис эксплуатирующей организации), так и проектные, конструкторские, ремонтные, научно-исследовательские и субподрядные организации, обеспечив тем самым всех участников актуальной информацией и существенно повысить эффективность взаимодействия.

Использование трехмерной модели в качестве основы информационной системы обуславливает такие достоинства внедряемого подхода, как:

- Точная, быстрая и удобная визуализация вида и размещения элементов архитектурно-строительной части энергоблока, его оборудования и систем, отображение состояния выполнения предписанных мероприятий, данных диагностических систем, проектно-конструкторских данных. При необходимости в едином окне интерфейса обеспечивается отображение сведений из нескольких источников с привязкой к изображению 3D-модели. Это позволяет проводить анализ и выявление сложных закономерностей.
- Эффективное решение прикладных задач эксплуатации и вывода из эксплуатации. В частности, оперативно и эффективно решаются задачи обучения и повышения квалификации персонала, контроля ресурсных характеристик оборудования, сбора и отображения данных КИРО, оценки объемов образования отходов

— снижение издержек и повышение безопасности при выводе из эксплуатации энергоблоков АЭС.

Эти цели достигаются реализацией в ИС БДВЭ следующих функций:

- накопления и длительного сохранения всей необходимой проектной, конструкторской, эксплуатационной и другой инженерно-технической документации и данных, требуемых при выводе из эксплуатации блоков АЭС;
- информационного обмена (в объеме, требуемом для целей вывода из эксплуатации) с иными информационными системами, действующими на АЭС, — автоматизированного контроля радиационной безопасности, технического обслуживания и ремонтов, учета и контроля, инженерно-технического документооборота и т.д.;
- обеспечения информационной основы для разработки документов, требуемых для вывода из эксплуатации блоков АЭС, в том числе программы проведения комплексного инженерного и радиационного обследования, проектов вывода из эксплуатации, обоснования обеспечения безопасности и оценки воздействия на окружающую среду при выводе из эксплуатации;
- обеспечения наглядных средств представления состава и структуры площадки АЭС, блоков АЭС;
- составления отчетов о техническом состоянии блоков АЭС при выводе из эксплуатации;
- накопления и интеграции информации о радиационном состоянии блоков АЭС, ее площадки, зоны наблюдения АЭС в течение стадии вывода из эксплуатации, визуализации данных о радиационной обстановке на трехмерных моделях;
- накопления и интеграции информации о состоянии РАО и ОЯТ, находящихся в помещениях блока АЭС, на его площадке, в стационарных хранилищах;
- обеспечения расчета технических, экономических и других показателей технологических процессов, планируемых для применения при выполнении работ на этапах вывода из эксплуатации;
- обеспечения средствами перспективного и оперативного (календарно-сетевого, ресурсного, финансового) планирования работ по выводу блока АЭС из эксплуатации, контроля выполнения работ по выводу блока АЭС из эксплуатации;
- информационного взаимодействия с научными, проектными, конструкторскими и иными организациями, привлекаемыми к планированию и осуществлению вывода из эксплуатации;
- обучения персонала станции, проектных и субподрядных строительномонтажных организаций, которые будут разрабатывать и реализовывать проект ВЭ блоков АЭС и ее площадки.

Чрезвычайно важной задачей является удобное представление в пользовательском интерфейсе ИС БДВЭ связанных между собой объектов и документов. Ведь с течением времени в ИС БДВЭ могут быть отражены десятки и сотни тысяч объектов предметной области и документов, связанных с разными стадиями жизненного цикла АЭС. Поэтому удобство и эффективность применения ИС БДВЭ специалистами, занятыми в проекте по ВЭ, тесно связаны с удобством и наглядностью пользовательского интерфейса.

Разработанная «НЕОЛАНТ» для атомной отрасли концепция ИС БДВЭ включает не только оригинальные технические решения для создания, обобщения и хранения

данных, но и принципы удобной для восприятия и анализа данных и информации технологии визуализации на основе 3D-моделей.

При проектировании и возведении промышленных объектов атомной энергетики активно внедряется технология информационного моделирования. При этом сооружение, как инженерный и физический объект, описывается данными модели, разработанной с помощью той или иной системы автоматизированного проектирования (САПР) или набора таких систем. «НЕОЛАНТ» является практиком использования и поддержки информационного моделирования и сотрудничает в этой области с ведущими проектными организациями Госкорпорации «Росатом» — ОАО «Атомэнергопроект», ОАО «НИАЭП», ВНИПИЭТ.

Информационно расширенная 3D-модель объекта или, кратко, информационная 3D-модель, — это представленная в цифровом виде информация об объекте в целом, включающая:

- набор пространственных 3D-моделей и их элементов;
- набор ассоциативных связей между элементами объекта;
- набор атрибутивной информации по каждому элементу объекта.

В принципах пользовательского интерфейса для ИС БДВЭ, предложенной «НЕОЛАНТ», содержится еще одно из достоинств методологии построения информационной модели (ИМ) на стадии проектирования объектов атомной энергетики — возможность реализации на основе ИМ реалистичного и потому очень наглядного интерфейса для интерактивного просмотра информации, накапливаемой в процессе жизненного цикла.

ИС БДВЭ разработки «НЕОЛАНТ», создаваемая на базе информационной модели, — это единое защищенное «электронное» хранилище информации об ОИЯЭ. С одной стороны — оно содержит разнообразную, в том числе и визуальную информацию о реальном виде и структуре сооружаемого объекта и его компонентов на данный момент. С другой стороны — в базе данных хранится атрибутивное описание объектов, технологические схемы, чертежи и так далее.

Таким образом, ИС БДВЭ — это одновременно:

- источник готовых элементов для построения наглядного реалистичного 3D-интерфейса для «навигации» по объекту;
- хранилище данных, необходимых для планирования действий и принятия решений всеми заинтересованными лицами в рамках их компетенций на стадиях жизненного цикла, в том числе и на этапе вывода из эксплуатации.

ИС БДВЭ поддерживает несколько взаимосвязанных возможностей представления хранимой информации, в том числе и визуально-графическое.

Визуально-графическое представление обеспечивает оперативный доступ к информации в ИС БДВЭ через 3D-модель. Привязка отображения к моделям зданий, помещений, оборудования, систем и других сущностей повышает наглядность информации и удобство ее восприятия и анализа.

3D-модель используется в интерфейсе ИС БДВЭ, обеспечивая весьма наглядный способ навигации по информационным массивам ИС БДВЭ. При визуальном указании на графическое изображение объекта предметной области на модели, технологической схеме или карте-схеме территории АЭС система управления ИС БДВЭ идентифицирует соответствующий объект предметной области и предоставляет доступ к связанным с ним данным и документам (рис. 4.2.2.2).

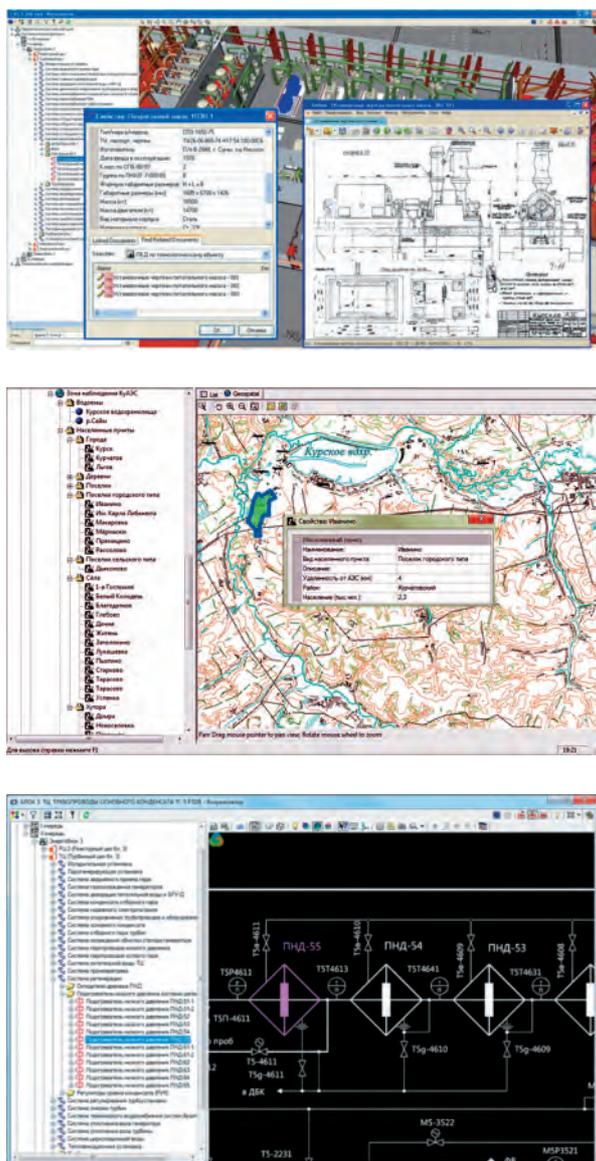


Рис. 4.2.2.2. Примеры «окон» визуального 2D/3D интерфейса и доступа с их помощью к данным в ИС БДВЭ

Возможность использования широкой гаммы специализированных средств визуализации существенно расширяет то обстоятельство, что основной разработчик (ЗАО «НЕОЛАНТ») имеет богатый опыт сотрудничества с основными мировыми производителями таких продуктов как Intergraph (SmartPlant Review — инструментарию визуализации для пользователей PLM-системы Intergraph SmartPlant Enterprise), Autodesk (Navisworks — система визуальной интерактивной навигации по 3D-моделям), Bentley (Navigator / ProjectWise Navigator).

Тем не менее, информационная модель ЯРОО зачастую создается в рамках кросс-платформенной разработки с использованием «лучших в своем классе» или наиболее удобных инструментов для проектирования. Для работы в этих обстоятельствах компанией «НЕОЛАНТ» разработаны программные инструменты InterView, InterBridge, InterStorage. В настоящее время эти продукты осуществляют передачу графических и семантических данных между следующими САПР:

- Bentley MicroStation V8/XM/V8i и MicroStation/J;
- Bentley TriForma, Architecture, InRoads (наличие самих модулей для импорта не требуется);
- Bentley Structural — включая импорт атрибутов (наличие модуля для импорта не требуется);
- Bentley PlantSpace Design Series — включая импорт атрибутов (наличие PSDS для импорта не требуется);
- Bentley AutoPLANT Plant Design — включая импорт атрибутов (наличие AutoPlant для импорта не требуется, достаточно наличия «Object Enabler»);
- Intergraph PDS — включая импорт атрибутов из файлов DRV и графики из файлов DGN V7 (ISFF), сборок DRI и ZIP;
- Intergraph SmartPlant Review (VUE, SVF, ZVF, сопутствующие атрибуты в формате XML, с учетом схемы P3DComponent.xml);
- Intergraph SmartPlant P&ID (PID, SYM, IGR, сопутствующие атрибуты SPF в формате XML, либо из базы данных);
- Intergraph GeoMedia V5 — включая импорт атрибутов либо связей элементов с базами данных;

- Autodesk AutoCAD (R15-R19, версии 2000–2014 x86);
- Autodesk Architecture, Plant3D (2011–2014, включая импорт атрибутов) и других приложений на базе AutoCAD (только графика, достаточно наличия «Object Enabler»);
- Autodesk Revit (версии 2012–2014 x86);
- Autodesk Inventor (версии 2011–2013 x86);
- AVEVA Review (файлы RVM, RVS, RVZ, ATT);
- CEA Technology Plant4D (V7-Athena 3) — напрямую из базы данных проекта (наличие Plant4D для импорта не требуется);
- Dassault Systemes CATIA (V5 R21 x86).

ИС БДВЭ Ленинградской АЭС

Разработка концепции и практическая реализация ИС БДВЭ на объектах ОАО «Концерн Росэнергоатом» начинались «НЕОЛАНТ» применительно к блокам АЭС с ректорами РБМК. Важным этапом в практическом внедрении ИС БДВЭ стало создание такой системы на Ленинградской АЭС (ЛАЭС).

ЛАЭС с реакторами РБМК-1000, строительство которой было начато в 1967 году, является головной среди сооруженной серии АЭС с реакторами этого типа. В 2002–2003 гг. при разработке требований к ИС БДВЭ ЛАЭС в качестве отправных документов для определения требований к системе использовались Программы вывода из эксплуатации блоков первой очереди ЛАЭС, в каждой из которых содержался раздел, посвященный применению ИС БДВЭ на этапах ВЭ блоков станции.

По результатам предварительно проведенного НИР с участием специалистов ЛАЭС и проектных организаций были сформулированы технические и функциональные требования, которые затем были реализованы.

Для пользовательского интерфейса ИС БДВЭ ЛАЭС разработан и внедрен картографический интерфейс (рис. 4.2.2.3). Он позволяет масштабировать применяемые карты, повышать уровень детализации, «приближая» к пользователю картографическое изображение.

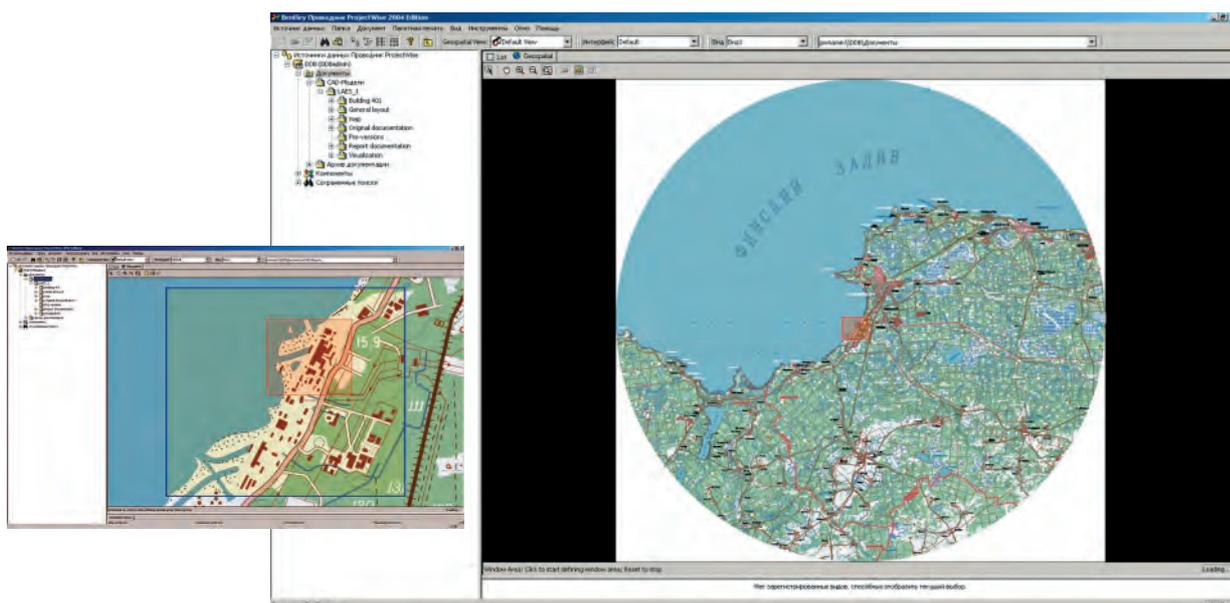


Рис. 4.2.2.3. Картографический интерфейс ИС БДВЭ ЛАЭС

На рис. 4.2.2.4 представлен фрагмент трехмерной модели площадки второй очереди ЛАЭС. На модели генплана представлено более 70 зданий и сооружений. Подобные модели используются в качестве визуального интерфейса для специалистов, работающих в ИС БДВЭ ЛАЭС.

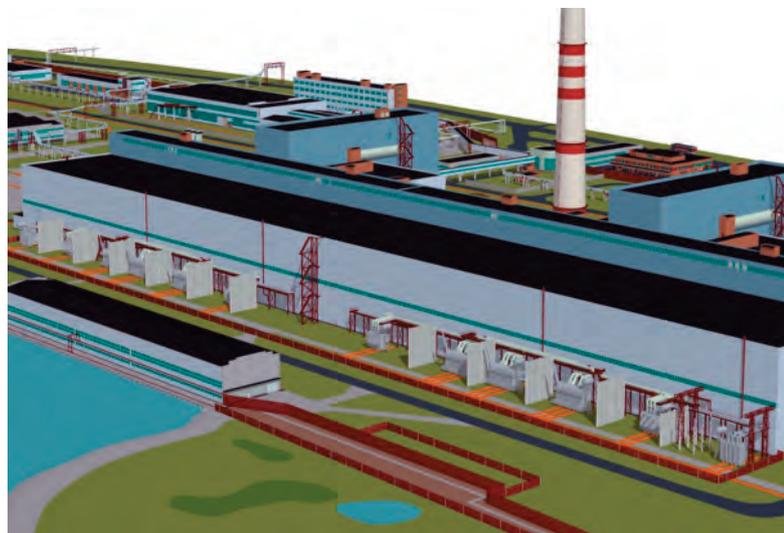


Рис. 4.2.2.4. Фрагмент трехмерной модели площадки второй очереди ЛАЭС

Программное обеспечение, использованное при создании ИС БДВЭ ЛАЭС, позволяет оперативно работать с очень сложными трехмерными моделями. Например, за секунду можно построить любой разрез трехмерной модели реакторной установки, его отдельных узлов, вплоть до сварного шва и описывающих его документов (рис. 4.2.2.5–4.2.2.8).

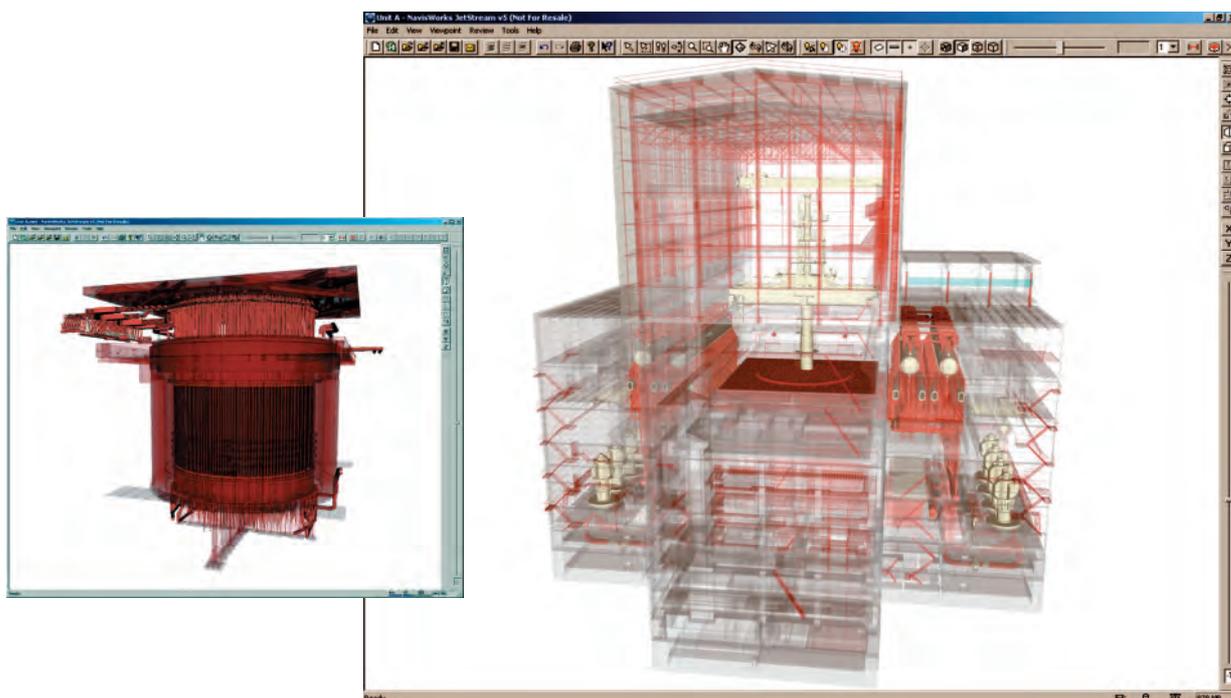


Рис. 4.2.2.5. 3D-модели здания энергоблока ЛАЭС и его реактора

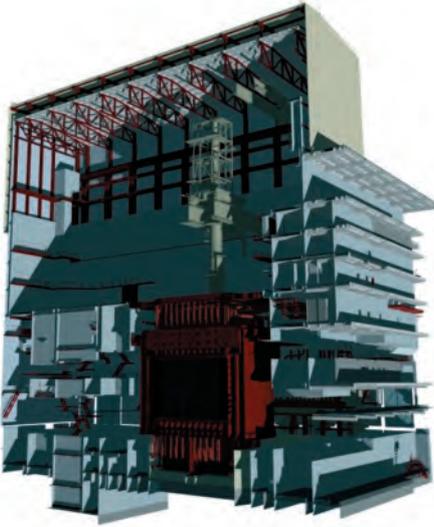


Рис. 4.2.2.6. Разрез трехмерной модели реакторной установки

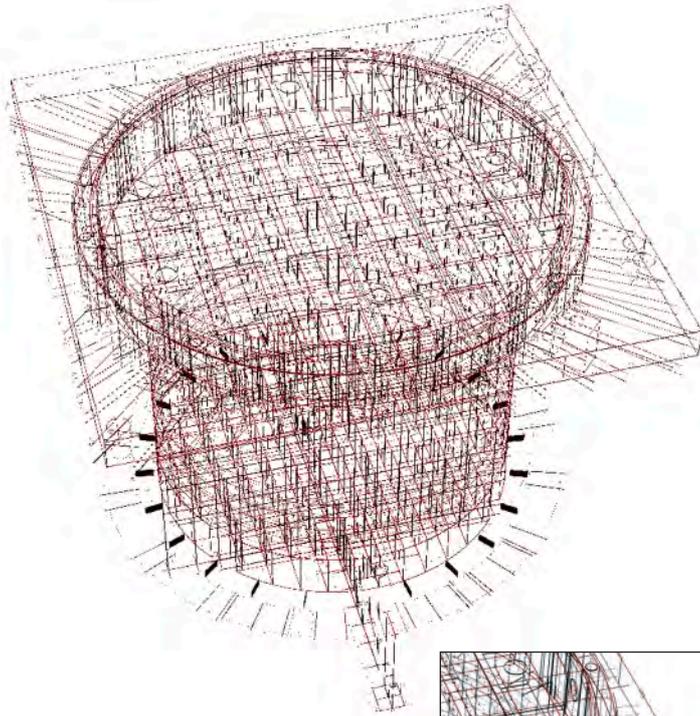


Рис. 4.2.2.7. Детальное изображение сварных швов, скрепляющие металлические элементы в реакторном блоке

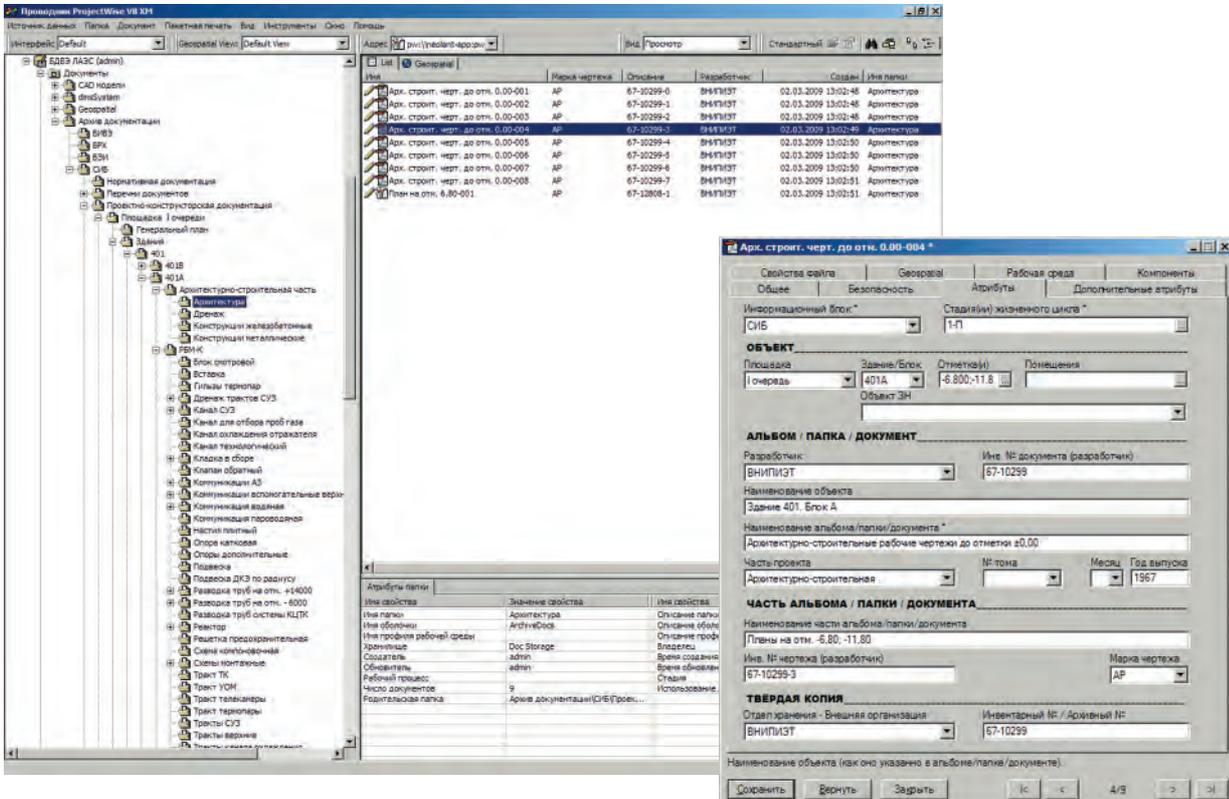
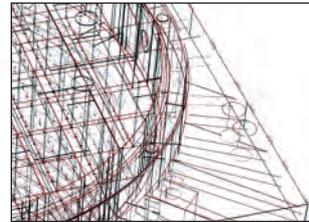


Рис. 4.2.2.8. Пользовательский интерфейс системы со структурой каталогов архива блоков первой очереди и атрибутивная карточка документа в системе

В информационной системе могут храниться чертежи, текстовые документы, фото- и видео-материалы, что важно для протоколирования хода работ по ВЭ. Программное обеспечение ИС БДВЭ ЛАЭС включает программу просмотра более 200 электронных форматов растровых, векторных, текстовых и других файлов. Указывая в системе на нужный документ, можно его сразу же открыть, просмотреть и вывести на печать.

ИС БДВЭ ЛАЭС обеспечивает не только хранение документов, но и иерархическое объектно-ориентированное представление информации по объектам предметной области ВЭ (зданиям, сооружениям площадки, отметкам зданий, помещениям, оборудованию и другим компонентам блоков). При этом один и тот же объект может присутствовать в нескольких иерархических представлениях — топологическом, системном и т. д. По каждому объекту можно указать разнообразные атрибуты и их значения.

Итогом работ по созданию системы информационной поддержки ВЭ энергоблоков ЛАЭС стали следующие результаты:

- впервые разработаны с привлечением специалистов проектных организаций требования по информационному наполнению ИС БДВЭ документацией по оборудованию, трубопроводам, строительным конструкциям, зданиям и сооружениям на площадках ЛАЭС;
- впервые с использованием информационного моделирования и технологий лазерного сканирования созданы детальные актуализированные трехмерные модели энергоблоков АЭС с РБМК для решения задач вывода из эксплуатации;
- впервые в отечественной практике разработана, внедрена и сдана в эксплуатацию ИС БДВЭ для многоблочной АЭС с РБМК-1000.

Сегодня ИС БДВЭ применяется на ЛАЭС и для решения эксплуатационных задач и задач моделирования аварийных ситуаций (подготовка к ремонту реактора 1-го блока, проведение учений и др.).

Выполненная «НЕОЛАНТ» работа по созданию ИС БДВЭ ЛАЭС признана успешной и рекомендована концерном «Росэнергоатом» к внедрению на других АЭС концерна. В связи с этим были начаты работы по созданию аналогичных систем на Курской АЭС (1,2 блоки) и Смоленской АЭС (1 блок), ПУГР ФГУП «ПО «МАЯК».

На основе опыта создания ИС БДВЭ ЛАЭС разработан и выпущен руководящий документ концерна «Росэнергоатом» — РД ЭО «Типовая структура базы данных для вывода из эксплуатации блока атомной станции» (РД ЭО 0582-2005).

Использование при создании ИС БДВЭ коммерчески доступных программных продуктов, а также накопленный на ИТ-рынке и в атомной отрасли России опыт по межсистемной ИТ-интеграции позволяют решать задачи по построению ядра ИС БДВЭ и расширению функциональных возможностей этой системы в рамках конкурентных рыночных механизмов.

Курская АЭС

В составе двух действующих очередей Курской атомной станции (КуАЭС) эксплуатируются 4 энергоблока РБМК-1000 (1–4 энергоблоки). В ходе работ по созданию системы информационной поддержки ВЭ КуАЭС уже выполнены работы по ИС БДВЭ энергоблоков 1–3 (рис. 4.2.2.9–4.2.2.10). В том числе оцифрованы и введены в ИС БДВЭ технологические схемы, отсканирована и внесена в ИС БДВЭ проектно-конструкторская документация — порядка 25 тыс. файлов скан-копий чер-

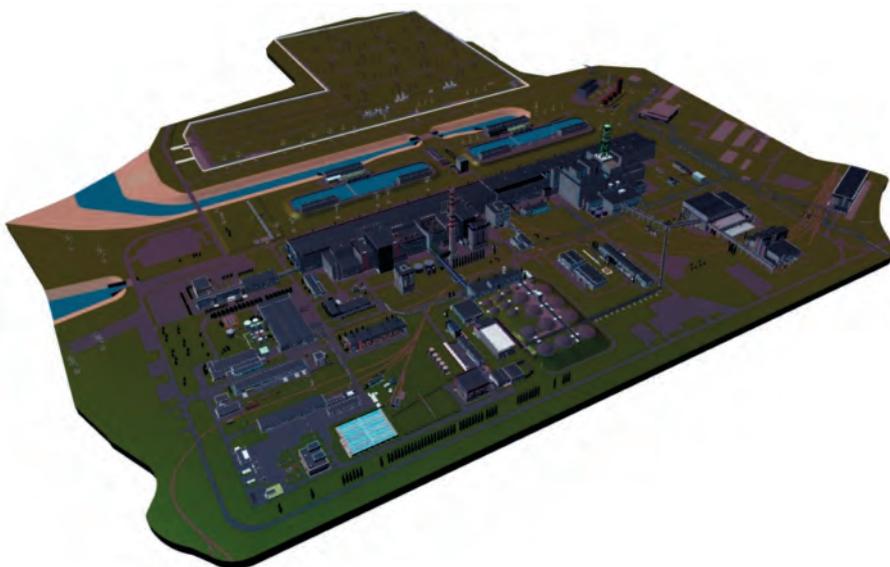


Рис. 4.2.2.9. 3D-модель промплощадки Курской АЭС

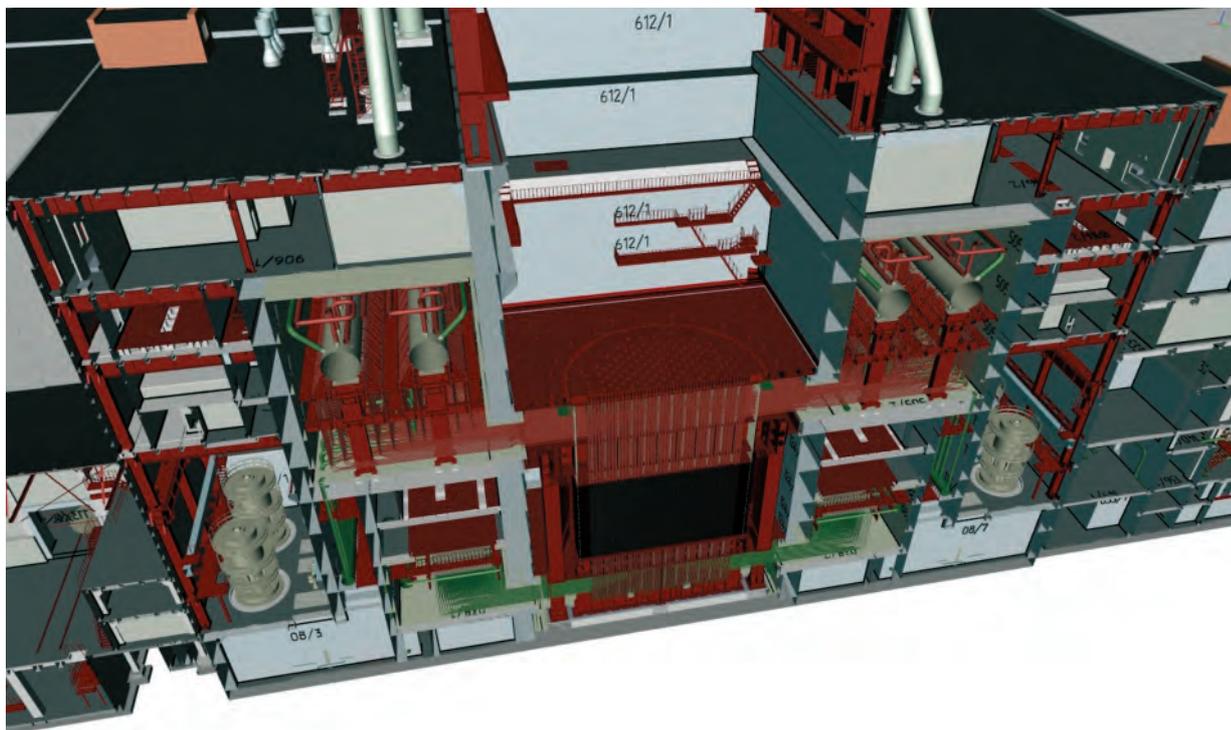


Рис. 4.2.2.10. Разрез объединенной 3D модели реактора 1 блока Курской АЭС

тежей, проведена инвентаризация и паспортизация основного оборудования блоков. В продолжение работ по развитию информационной поддержки ВЭ КуАЭС планируются следующие мероприятия:

- техническая поддержка ИС БДВЭ блоков 1–3, актуализация данных и создание ИС БДВЭ блока 4;
- интеграция ИС БДВЭ с действующими на АЭС системами радиационного мониторинга;
- создание в ИС БДВЭ моделей хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ), зданий САОР и КУП.

Смоленская АЭС

На Смоленской АЭС (САЭС) эксплуатируются три энергоблока с реакторами РБМК-1000 улучшенной конструкции.

В ходе работ по созданию системы информационной поддержки ВЭ завершены работы по блоку 1 САЭС (рис. 4.2.2.11), ведутся по блокам 2 и 3, выполнена интеграция ИС БДВЭ САЭС с действующей системой документооборота САЭС.

Среди планируемых работ:

- развитие для блоков 2 и 3 с созданием интерактивных технологических схем блока;
- интеграция ИС БДВЭ блока 1 САЭС с ИС ТОиР в части сбора и визуализации дефектов по оборудованию блока 1;
- внедрение сферического фотографирования и лазерной съемки помещений блока 1–2 (в рамках главного корпуса);
- интеграция с данными информационных моделей по хранилищам РАО на площадке САЭС с вводом информации в состав ИС БДВЭ САЭС;
- разработка трехмерных информационных моделей по хранилищу ОЯТ на площадке САЭС.

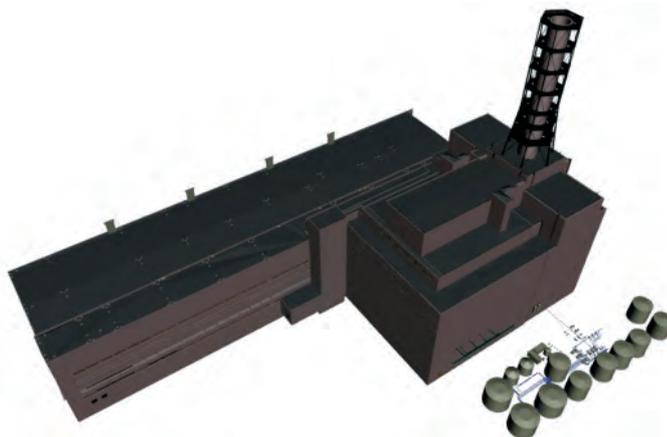


Рис. 4.2.2.11. 3D-модель главного корпуса 1 блока Смоленской АЭС

Нововоронежская АЭС

В настоящее время в работе Нововоронежской АЭС (НВАЭС) находятся энергоблоки №№ 3, 4, 5 общей электрической мощностью 1834 МВт. Энергоблоки №№ 1 и 2 остановлены. Каждый из пяти реакторов станции является головным, то есть прототипом серийных энергетических реакторов.

В ходе работ по созданию системы информационной поддержки ВЭ НВАЭС уже выполнен полный комплекс работ по блокам 1 и 2 (рис. 4.2.2.12), в том числе осуществлена интеграция ИС БДВЭ КуАЭС с ранее созданной ИС поддержки ВЭ.

В продолжение работ по развитию информационной поддержки ВЭ НВАЭС планируются работы по блокам 3-5.

Билибинская АЭС

В ходе работ по созданию системы информационной поддержки ВЭ Билибинской АЭС (БиАЭС) уже выполнены работы по сдаче в опытно-промышленную эксплуатацию (рис. 4.2.2.13).

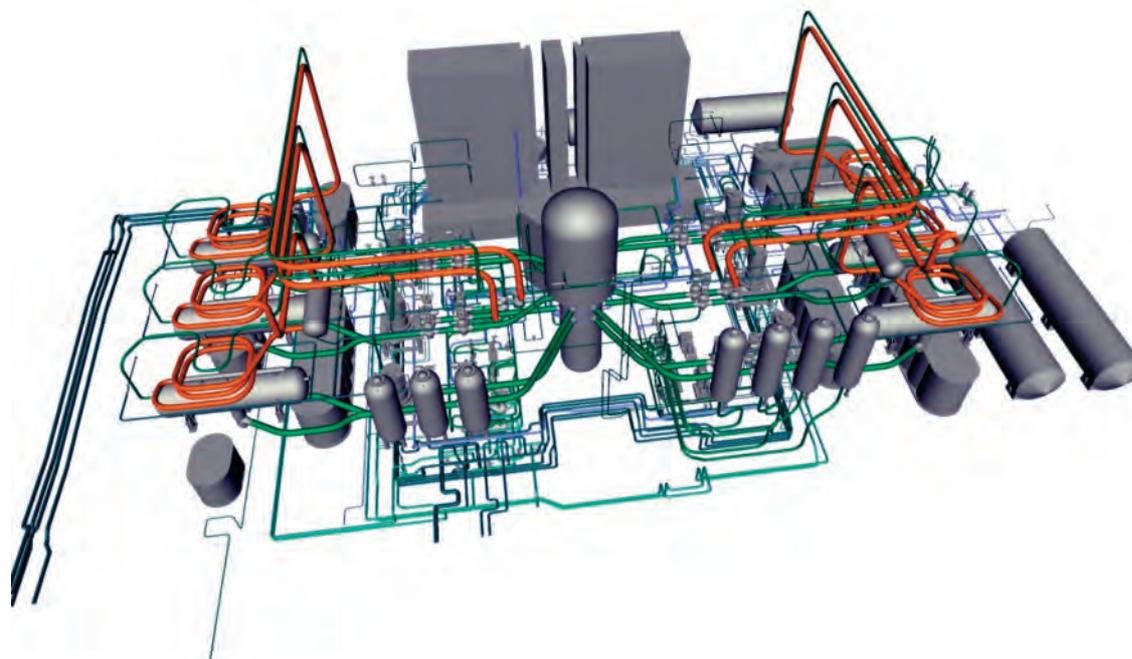


Рис. 4.2.2.12. 3D-модель элементов технологического оборудования 1 энергоблока Нововоронежской АЭС

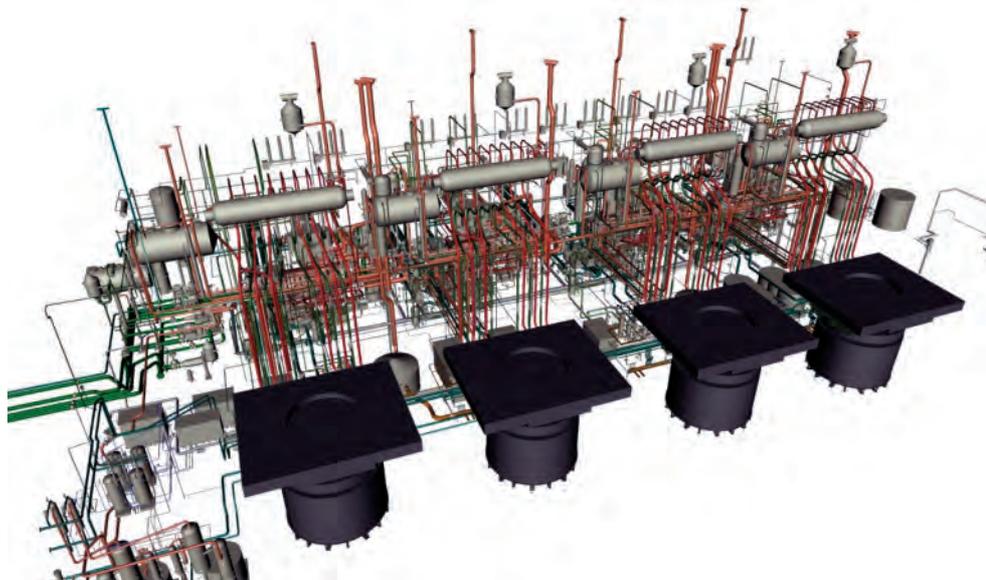


Рис. 4.2.2.13. 3D-модель технологической части главного корпуса Билибинской АЭС

В планах развития работ по информационной поддержке ВЭ БиАЭС в том числе планируются разработка высокодетализированной трехмерной модели реактора ЭГП и технологического трубопровода первого контура для проведения инженерных расчетов структурных изменений и разработки технологий демонтажных работ при подготовке и ВЭ.

Кольская АЭС

В ходе работ по созданию системы информационной поддержки ВЭ Кольской АЭС (КоЛАЭС) уже выполнены работы по энергоблокам 1 и 2 (рис. 4.2.2.14), планируются работы по блокам 3 и 4.



Рис. 4.2.2.14.
Разрез: 3D-модель
реактора 1 блока
Кольской АЭС

В качестве новых элементов предусматриваются такие как: ввод в ИС БДВЭ интерактивных технологических схем блоков 1, 2 систем; интеграция ИС БДВЭ с действующей на КолАЭС системой «БД Оборудования».

Белоярская АЭС

В ходе работ по обеспечению информационной поддержки ВЭ Белоярской АЭС (БелАЭС) уже осуществлен комплекс разработок, позволяющих на основе привязки радиационных характеристик к элементам технологического оборудования и технологических трубопроводов (рис. 4.2.2.15) осуществлять классификацию и расчет объемов, образующихся при ВЭ радиоактивных отходов, а также расчет объемов материалов для дезактивации строительных конструкций, отрабатывать технологии вывода из эксплуатации.

4.2.3. Информационная система вывода из эксплуатации ПУГР

Использование ИС ВЭ для ПУГР особенно актуально по следующим причинам:

- технологии реинжиниринга данных в отношении таких старых объектов могут быть реализованы только в ИС;
- в условиях подземного размещения объектов безопасность и эффективность может быть обеспечена только при надежном прогнозировании и предупреждении так называемых пространственных конфликтов.

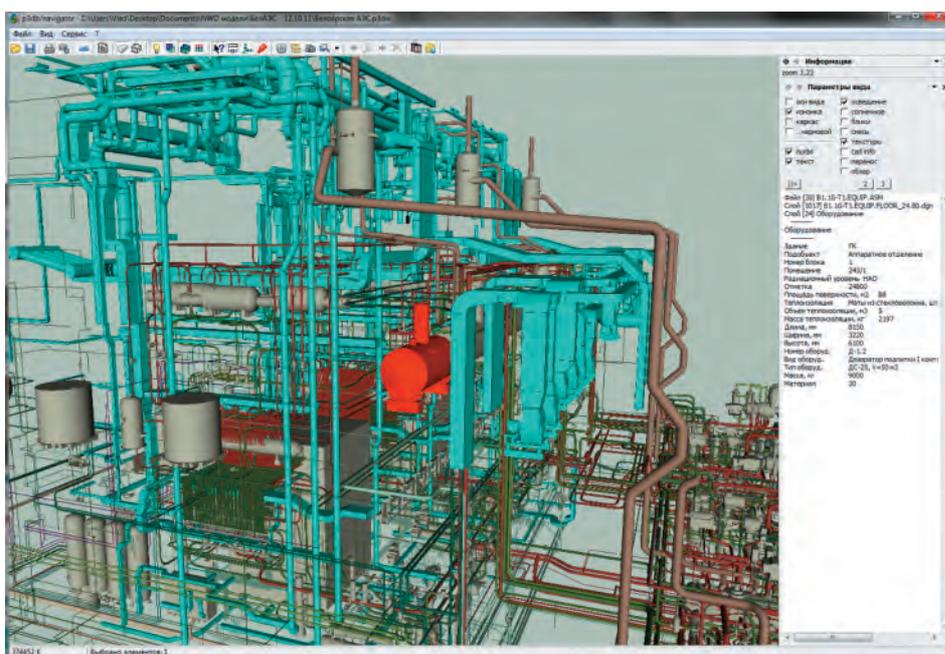


Рис. 4.2.2.15. Пример отображения исходных данных для расчета объемов РАО в проекте ВЭ блоков 1-2 Белоярской АЭС

Разработка ИС ВЭ ПУГР основывается на опыте создания ИС БДВЭ блоков 1–4 Ленинградской АЭС и созданной на базе концепции ИС БДВЭ АЭС системы информационного обеспечения вывода их эксплуатации (СИОВЭ) 1, 2 блока Курской АЭС.

Основным назначением ИС ВЭ ПУГР является создание единого информационного пространства (ЕИП) для всех организаций (которым заказчик дал право доступа к данному информационному пространству), участвующих в процессе ВЭ.

В настоящее время разработанные ИС ВЭ ПУГР на основе информационной модели (рис. 4.2.3.1) обеспечивает возможности для решения следующих задач ВЭ:

- Разработка технологических процессов и технологических решений.
- Составление отчетов о состоянии ПУГР и их площадок.
- Перспективное и оперативное планирование и контроль выполнения работ.
- Планирование и контроль использования финансовых технических средств, кадровых ресурсов.

Базовый набор функциональных возможностей ИС ВЭ ПУГР:

- Ведение в системе электронного архива проектно-конструкторской, нормативно-технической, научной и другой документации в произвольных электронных форматах со средствами структурирования, атрибутивного описания, разделения прав доступа, просмотра и поиска (в том числе и полнотекстового) хранимых документов.
- Централизованное, структурированное хранение и управление данными о радиационной обстановке, поступающими из штатных автоматизированных систем радиационного мониторинга и собираемыми методом ручного дозиметрического контроля.
- Централизованное, структурированное хранение и управление данными о РАО, образующихся в процессе подготовки к выводу и вывода из эксплуатации ПУГР и площадок их размещения, а также РАО, уже хранящихся в могильниках и хранилищах.

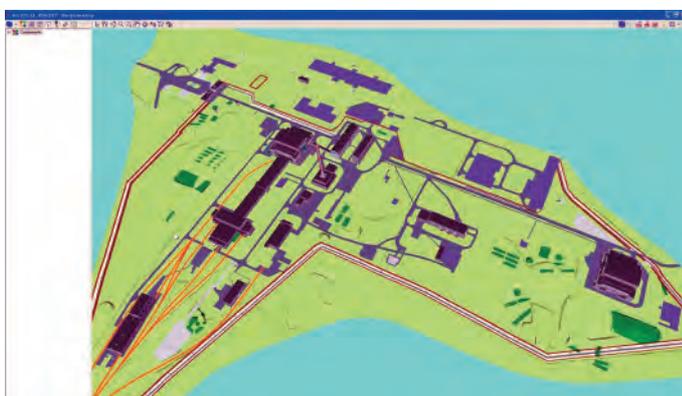
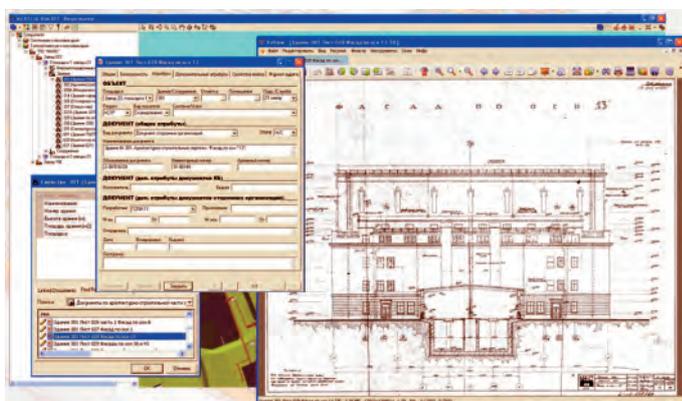
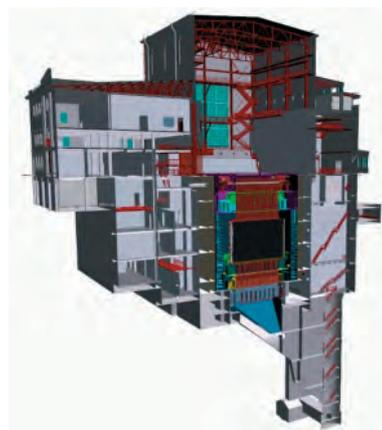


Рис. 4.2.3.1. Трехмерные модели промплощадки и ПУГР, окно доступа к данным в ИС ВЭ ПУГР

- Централизованный сбор данных, образующихся в процессе подготовки к выводу и вывода из эксплуатации ПУГР и площадок их размещения.
- Надежное долговременное хранение и резервирование накопленной информации (документации и данных).
- Обеспечение возможности формирования в системе объектно-ориентированного представления по выводимым из эксплуатации ПУГР и промплощадкам их размещения с требуемым уровнем детализации и атрибутивным описанием объектов предметной области.
- Визуализации размещения систем и оборудования, обеспечения визуальной навигации по информации системы, визуализации результатов поиска по объектам предметной области, отраженным в системе, визуализации вариантов планов-графиков демонтажных работ.
- Планирование и контроль выполнения работ по выводу из эксплуатации с передачей данных в отраслевую информационную систему ВЭ ЯРОО Госкорпорации «Росатом».
- Защита информации и разграничения прав доступа.

4.2.4. Перспективы развития ИС ВЭ

Разработка и внедрение локальных информационных систем ВЭ ведется наиболее успешно. В основе этого успеха решения концерна «Росэнергоатом» по системному подходу к оснащению АЭС такими системами. В свою очередь это решение было основано на положительном опыте внедрения первых разработок «НЕОЛАНТ» и предложенном этой компанией системном подходе, который оказался пригоден не только для энергоблоков АЭС, но и для промышленных реакторов и других серийных объектов.

Работы по корпоративному и кустовым уровням ОИС ВЭ существенно сложнее в плане определения оптимального набора информации для пользователей, их функционалов и сопряжения с иными информационными системами Госкорпорации «Росатом».

Принятые темпы работ и прогноз их развития позволяют предположить, что уже в период 2016–2020 гг. на базе ОИС ВЭ будут обеспечены:

- проектное управление работами по ВЭ конкретных объектов и портфелем проектов;
- возможность стратегического планирования работ по ВЭ;
- возможность моделирования физических, химических и иных процессов на основе созданных информационных моделей.

4.3. Формирование компетенций в области вывода из эксплуатации

Традиционно решающую роль в выработке научно-технической политики в сфере ядерных технологий выполняет ведомственная система научно-технических советов. Напомним, что в 2007 году основные направления развития системы вывода из эксплуатации были заданы на заседании НТС Росатома, а затем были закреплены и решением Коллегии Федерального агентства по атомной энергии. В развитие этих решений в 2004 году была создана специальная секция НТС № 10 Федерального агентства по атомной энергии «Вывод из эксплуатации объектов использования атомной энергии» (председатель — член-корреспондент РАН Л.А. Большов).

Начиная с 2011 года тематикой вывода из эксплуатации занимаются тематические Научно-технические Советы №5 Госкорпорации «Росатом» «Замыкающая стадия ядерного топливного цикла» (председатель — академик РАН Б.Ф. Мясоедов) и №10 Госкорпорации «Росатом» «Экологическая, ядерная и радиационная безопасность» (председатель — член-корреспондент РАН Л.А. Большов). В 2014 году предусмотрено проведение заседания Президиума НТС Госкорпорации «Росатом» на тему «Современное состояние и перспективы развития нормативно-правового обеспечения в области экологической, ядерной и радиационной безопасности завершающих стадий жизненного цикла».

Также традиционно и тесное сотрудничество ученых атомной отрасли, Российской академии наук, министерств и ведомств. В настоящее время вопросы вывода из эксплуатации и решения экологических проблем на наиболее сложном предприятии рассматриваются Межведомственным Координационным научно-техническим советом (КНТС) «Радиоэкологические проблемы ФГУП «ПО «Маяк» (председатель — академик Н.П. Лаверов).

Система научно-технических и координационных советов позволяет привлечь к рассмотрению вопроса наиболее квалифицированных специалистов России. Однако детальная проработка вопроса возможна только в организации, обладающей достаточной компетенцией.

Формирование центров компетенции в области вывода из эксплуатации, как одно из направлений создания отраслевой системы вывода из эксплуатации, было определено еще в 2007 году. В качестве организационных форм предусматривалось их формирование на основе существующих организаций в отрасли и стране и формирование новых в форме опытно-демонстрационных центров вывода из эксплуатации. Несколько позже, по мере формулирования стратегии развития Госкорпорации «Росатом», в качестве возможных вариантов стали рассматриваться и рыночные условия формирования таких центров, в том числе путем приобретения их за рубежом. Одновременно предусматривалось, что необходима работа по ознакомлению специалистов организаций отрасли с имеющимися технологиями и лучшим опытом.

К настоящему времени уже можно утверждать, что точки роста таких центров созданы, а основные способы обмена опытом и освоения лучшего опыта отработаны и начали реализовываться на постоянной основе.

Перед детальным рассмотрением компетенций, накопленных в нескольких организациях (разделы 4.4–4.6), кратко рассмотрим реализованные и планируемые процессы в этой области.

4.3.1. Стратегическое планирование в области вывода из эксплуатации

В силу исторических обстоятельств значимый объем работ и опыт в этой сфере до последнего времени был сосредоточен в ИБРАЭ РАН.

Первый опыт участия в стратегических решениях по вопросам функционирования атомной отрасли состоялся в начале 1990-х годов и включал организацию международной экспертизы безопасности энергоблока 3 Курской АЭС. По сути, при экспертизе решался вопрос о возможности дальнейшей эксплуатации реакторов РБМК в Российской Федерации. Во второй половине 1990-х годов на основе накопленного опыта в области ликвидации последствий радиационных аварий и получившего признание за рубежом опыта проведения противоаварийных учений и тренировок

Институт был широко вовлечен в создание современной системы аварийного реагирования сначала в концерне «Росэнергоатом», а потом в отрасли в целом.

Первый опыт участия ИБРАЭ РАН в стратегических решениях по вопросам завершающих стадий жизненного цикла относится к 1999 году, когда на Коллегии Минатома России обсуждался проект Отраслевой программы реабилитации радиационно загрязненных территорий. Проект программы не был поддержан специалистами Института. В основе этой позиции лежало несколько веских доводов. Во-первых, это нецелесообразность начала развертывания работ по реабилитации в условиях сохранения большого объема объектов наследия со значимыми рисками выхода радиоактивных веществ за их пределы в будущем. Во-вторых, это недооценка разработчиками программы автореабилитационных процессов на давно загрязненных территориях. В третьих, это отсутствие эффективной нормативной базы для выхода на эффективные решения по конечному состоянию площадок. Если первое из ограничивающих условий в настоящее время может считаться снятым, то второе и третье еще нет (см. главу 6).

В 2000-х годах объем системных исследований в области решения проблем ядерного наследия и завершающих стадий стал нарастать (табл. 4.3.1). Среди указанных работ большинство может быть отнесено к крупным и значимым, а по многим из них вклад специалистов Института может быть определен как решающий.

Таблица 4.3.1

Разработки ИБРАЭ РАН в области вывода из эксплуатации

Годы выполнения	Содержание работы	Участники	Координатор	Итоги
2003–2004	Комплексный план решения экологических проблем ФГУП «ПО «Маяк»	ПО «Маяк», межведомственная рабочая группа	Минатом России	Полная реализация начата в ФЦП ЯРБ
2004	Разработка проекта отраслевой программы ВЭ	УВЭ Росатома, организации отрасли	Росатом	Учтена при формировании ФЦП ЯРБ
2004–2007	Стратегический Мастер-план комплексной утилизации АПЛ на Северо-западе России	РНЦ Курчатовский Институт, НИКИ-ЭТ	Европейский банк реконструкции и развития, Росатом	Реализуется, функционирует ИСУП
2006–2007	Разработка ФЦП ЯРБ	Росатом, межведомственная рабочая группа	Росатом	Утверждена
2007–2008	Разработка отраслевой концепции ВЭ	УВЭ Росатома, организации отрасли	Росатом	Утверждена
2008–2009	Разработка концепции ОИС ВЭ	УВЭ Росатома, «НЕОЛАНТ»	Росатом	Утверждена

Годы выполнения	Содержание работы	Участники	Координатор	Итоги
2008–2014	Сопровождение ФЦП ЯРБ	Участники реализации ФЦП ЯРБ	Росатом	Реализуется
2008–2011	Разработка и обоснование закона по РАО	Рабочая группа	Росатом	Вступил в силу
2006, 2008, 2011, 2014	Национальные доклады по Объединенной конвенции	НТЦ ЯРБ Ростехнадзора	Ростехнадзор, Росатом	Одобрены Советами 2006 г., 2009 г., 2012 г.
2008–2014	Инвентаризация ЯРОО	НТЦ ЯРБ, ВНИПИПТ,	Росатом	Сформирован сводный перечень
2013–2014	Сопровождение первичной регистрации РАО	ФГУП «НО РАО», НТЦ ЯРБ, ФМБЦ им. А.И. Бурназяна	Росатом	Обоснованы объекты с особыми РАО
2011, 2013-2014	Информационно-аналитическая поддержка разработки программ на период после 2015 года	Организации отрасли	Росатом	Проекты программ

Начиная с 2010 года к задачам выработки стратегии развития дивизиона завершающих стадий жизненного цикла Госкорпорации «Росатом» подключались и иные организации, которые внесли определенный вклад в формулирование и структурирование отдельных направлений деятельности. Среди них необходимо отметить известного международного консультанта VCG, который осуществлял проработку вопросов участия в международном бизнесе и ОАО «ФЦ ЯРБ», основной функционал которого — организация бизнес процессов в России.

4.3.2. Компетенции в сфере проектирования работ по ВЭ

В мировой практике наблюдаются выраженные признаки перехода от традиционного подхода, предусматривающего, что в проектировании и осуществлении работ по выводу из эксплуатации принимают участие его конструкторы, проектанты и эксплуатирующая организация, к иному подходу, когда разработку проекта вывода из эксплуатации и его реализацию осуществляют специализированные организации. В крайнем своем выражении это весь комплекс работ, который в процессе сооружения часто называется «под ключ», а в процессе вывода из эксплуатации — до лужайки (зеленой или коричневой).

Оба подхода имеют свою систему доводов в обоснование своих преимуществ. В первом случае главный довод основывается на декларировании безопасности вывода, основанном на знании установки, во втором случае главный довод сводится к заинтересованности организации в наиболее эффективном завершении работ.

Опыт покажет, какой из подходов лучше в конкретных условиях той или иной страны и применительно к различным типам объектов. Но, по крайней мере, на десятилетие вперед можно прогнозировать, что оба подхода будут применяться на практике.

В рамках первого из этих подходов в российских условиях в разработке проектов вывода из эксплуатации в настоящее время принимают успешное участие такие известные проектные и проектно-конструкторские организации, как ВНИПИЭТ и НИКИЭТ. Среди новых организаций можно выделить ОАО «РАОПРОЕКТ» и ряд других.

Наращивание объема реализуемых и завершенных работ и конкурсная организация закупок на реализацию услуг по проведению работ в сфере вывода из эксплуатации неизбежно приведут к наращиванию и концентрации компетенций в сфере вывода из эксплуатации.

В этой связи важно выделить организацию, которая уже имеет богатый опыт реализации работ по выводу из эксплуатации объектов различных типов. Это компания NUKEM Technologies, выделившаяся в 2006 году из фирмы NUKEM, созданной в 1960 году в Германии для участия в создании ядерного топливного цикла в этой стране. С 2010 года NUKEM Technologies входит в состав ЗАО «Атомстройэкспорт».

Среди реализованных NUKEM Technologies проектов можно отметить: вывод из эксплуатации экспериментальной АЭС (г. Каль, Германия), энергоблока АЭС «Бреннелис» (Франция), фабрики по производству ТВЭЛов «NUKEM-A» (г. Ханау, Германия), демонтаж исследовательского реактора (г. Карлсруэ, Германия), завода по производству МОХ-топлива (Германия) и ряд других.

Следствием существенного роста объема работ по ВЭ стало резкое увеличение количества научно-технических семинаров, конференций и совещаний по тематике вывода из эксплуатации. В настоящее время в России ежегодно проходит более 10 таких мероприятий, среди которых международная конференция по выводу из эксплуатации в рамках форума «АТОМЭКО», совещания и конференции в Госкорпорации «Росатом» и ее организациях.

Специалисты Госкорпорации «Росатом» и ее организаций неоднократно знакомились с состоянием дел в сфере вывода из эксплуатации за рубежом, в том числе в США, Франции, Швеции и других странах, принимали участие в рабочих группах, семинарах и курсах, проводимых под эгидой МАГАТЭ. Следует также отметить семинары по теме вывода из эксплуатации в компании «NUKEM Technologies», проведенные в головном офисе и подразделениях в 2010–2012 годах. В них принимали участие представители Дирекции ЯРБ Госкорпорации «Росатом», ОАО «Концерн Росэнергоатом», ОАО «ВНИИАЭС», ФГУП «ПО «МАЯК», ФГУП «ГХК», ОАО ГНЦ «НИИАР», ЗАО «АСЭ», ОАО «НИКИЭТ», ФГУП «ФЦЯРБ», ОАО «ВНИИНМ», ОАО «РАОПРОЕКТ», ИБРАЭ РАН и ряда других организаций.

4.4. Технологии ЗАО «НЕОЛАНТ» в сфере IT систем по сопровождению работ по ВЭ

ЗАО «НЕОЛАНТ» достаточно молодая, но уже авторитетная компания. В 2014 году в конференции, приуроченной к десятилетию компании, приняли участие более 800 специалистов. В структуре «НЕОЛАНТ» имеются специализированные проектно-конструкторские и ИТ-офисы и подразделения. В их составе — инженеры-исследователи, конструкторы, программисты, аналитики. Штат компании — более 300 специалистов, среди которых два доктора технических наук и шесть кандидатов наук. Наличие широкой сети филиалов и специализированных подразделений по-

звояет «НЕОЛАНТ» оказывать оперативную сервисную поддержку своих заказчиков и незамедлительно реагировать на их запросы.

К своим основным компетенциям ЗАО «НЕОЛАНТ» относит:

- проектно-конструкторские работы и НИОКР в сфере оборудования, промышленных технологий и ИТ в интересах предприятий ядерного энергетического комплекса;
- внедрение и поддержку методологии и систем автоматического проектирования (САПР) и систем информационной поддержки процессов жизненного цикла изделий (ИПИ-технологии или PLM), включая задачи вывода из эксплуатации ОИЯЭ;
- разработку, поставки, пуско-наладку и внедрение оборудования для характеристики и обращения с РАО;
- разработку, внедрение и поддержку информационных систем управления обращением с РВ, РАО и ОЯТ на предприятиях и в атомной отрасли в целом;
- системную интеграцию в области приложений САПР (CAD/CAM/CAE/PLM) и ИТ общего назначения (базы данных, системы бизнес-аналитики и т.д.).

Обладая необходимыми лицензиями, аккредитациями и сертификатами, «НЕОЛАНТ» выполнил и выполняет значительный объем работ в атомной отрасли (рис.4.4.1).

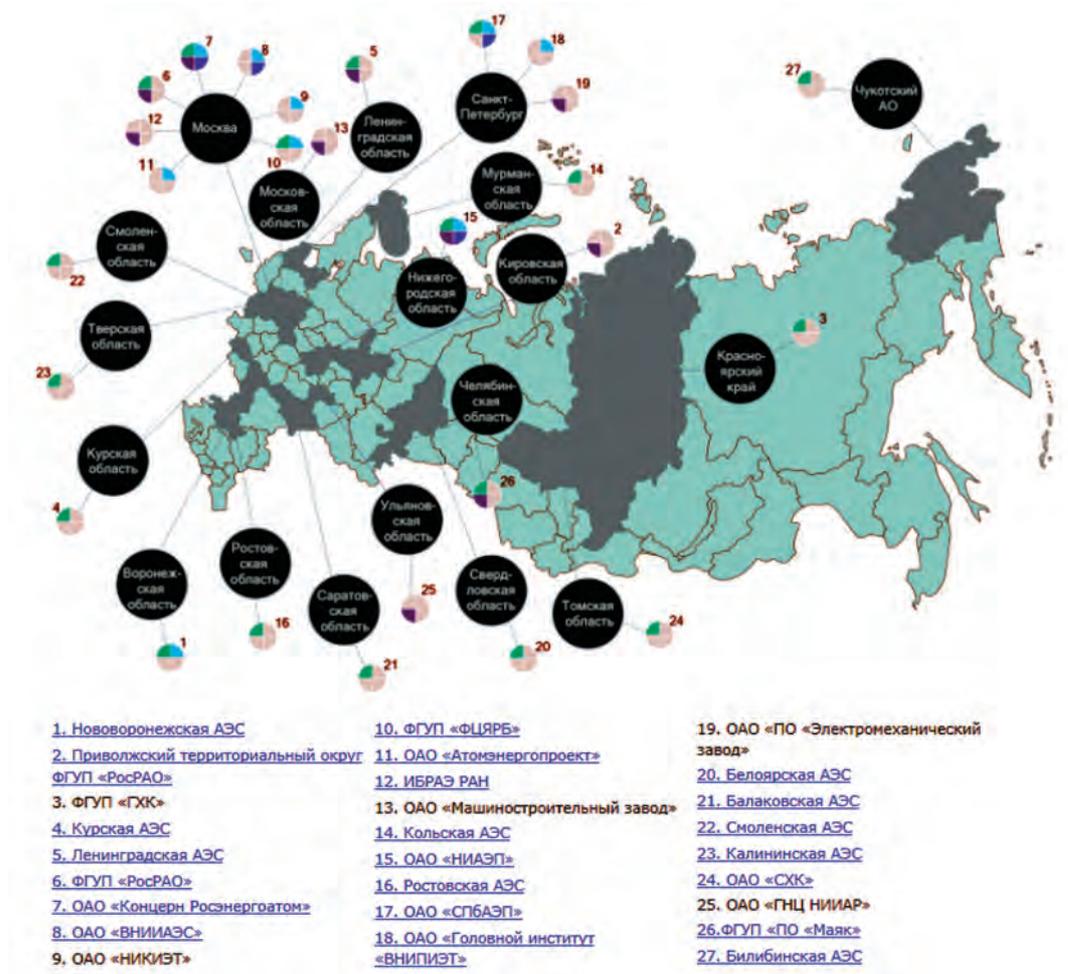


Рис. 4.4.1. География работ ЗАО «НЕОЛАНТ» в атомной отрасли России

Компетенции компании «НЕОЛАНТ» не ограничиваются работами по созданию корпоративного уровня ОИС ВЭ ЯРОО (см. раздел 4.2).

В настоящее время «НЕОЛАНТ» уже имеет значимый опыт в решении таких задач, как реинжиниринг проектов ядерных установок, разработка тренажеров для технологий демонтажа, характеристика РАО, разработка программы вывода из эксплуатации.

4.4.1. Реинжиниринг проектов выводимых из эксплуатации энергоблоков АЭС и ПУТР

Для эффективной разработки проектов по ВЭ в атомной отрасли России необходим цифровой реинжиниринг проектов выводимых из эксплуатации ЯРОО, в числе которых ряд энергоблоков АЭС и промышленных уран-графитовых реакторов. Конечной его целью является изготовление проектной и эксплуатационной документации в современной цифровой форме, позволяющей вкуче с другими данными, собираемыми в ИС БДВЭ, решать задачи информационного обеспечения разработки и выполнения проекта ВЭ. В их числе:

- выбор оптимального плана проведения работ по выводу из эксплуатации, отработку и оптимизацию решений, закладываемых в проект вывода из эксплуатации;
- предварительная отработка и верификация процедур демонтажа оборудования, систем, конструкции и подготовка персонала для безопасного выполнения работ;
- моделирование и прогнозирование конечного и промежуточных состояний объектов при выводе из эксплуатации,
- прогнозирование объемов образования РАО;
- прогнозирование дозовых нагрузок на персонал.

Большой объем работ по цифровому реинжинирингу энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации, уже выполнен компанией «НЕОЛАНТ» (раздел 4.2). Проведены работы не только собственно по созданию информационных моделей энергоблоков, но и по инвентаризации исходной документации, восполнению утраченных документов, переводу бумажных чертежей и схем в форму электронных графических документов.

На основе созданных «НЕОЛАНТ» информационных моделей АЭС выполнено или ведется внедрение ИС БДВЭ АЭС на базе PLM-платформ, гармонизированных с платформами, на которых сегодня работают генеральные проектанты этих станций. Разработанная «НЕОЛАНТ» концепция ИС БДВЭ на базе информационной модели энергоблока АЭС на ряде объектов концерна «Росэнергоатом» обеспечивает возможность придания ИС БДВЭ широкого спектра дополнительных функций — от доступа к информации через трехмерные модели блоков станции и генплана площадки АЭС до поддержки возможностей инженерных расчетов и имитационного моделирования. При необходимости вводимые в ИС БДВЭ АЭС интегрируются с унаследованными информационными системами, действующими на станциях, и обеспечивается плавный «безударный» переход в перспективе на работу с интегрированной информационной системой.

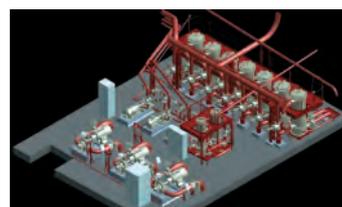
Информационные модели АЭС выполнены в точном соответствии с имеющейся «бумажной» документацией. В тех случаях, когда некоторые из чертежей были утрачены или не актуализировались после проведенной реконструкции или переплани-

ровки, для сбора точной детализированной пространственной информации об объекте использовалась технология лазерного сканирования.

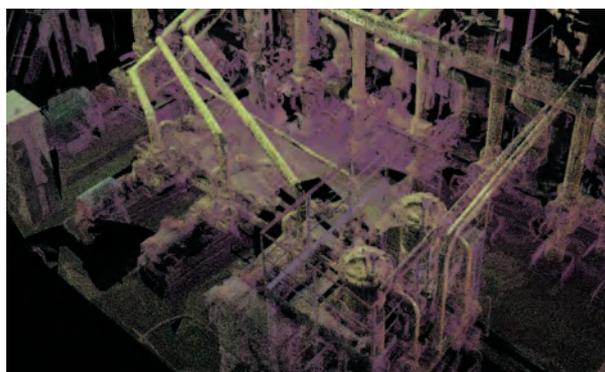
Лазерное сканирование позволяет собрать точную детализированную пространственную информацию об объекте благодаря использованию высокопроизводительного лазерного сканера. Современные технологии обработки данных лазерного сканирования позволяют получать трехмерные модели с погрешностью не более 1 см в закрытом помещении и менее 3 см — на открытой площадке. Существует возможность получения моделей и с более высокой точностью (до 1–5 мм). К настоящему времени имеется значимый опыт проведения таких работ (рис. 4.4.1.1).

В результате проведенного «НЕОЛАНТ» реинжиниринга АЭС были созданы не просто цифровые информационные модели выводимых из эксплуатации объектов, а модели, содержащие актуализированные данные по архитектурно-строительной части (АСЧ) и реакторно-технологической части (РТЧ).

Актуальность и полнота данных информационных моделей, созданных в результате проектов реинжиниринга выводимых из эксплуатации энергоблоков АЭС, позволяют использовать их в качестве источника информации о проектно-конструкторских характеристиках энергоблоков и их подсистем для решения прикладных задач проекта ВЭ.



a



б

4.4.2. Разработка имитационных моделей технологий и процессов при ВЭ

Для обоснования выполнимости и безопасности нестандартных решений проектов по ВЭ ЯРОО необходима их предварительная верификация. Среди важных требований к технологиям верификации — экономическая эффективность и удобство анализа результатов верификации. Имитационное компьютерное моделирование — это тот инструмент верификации, который вполне отвечает этим требованиям.

Компьютерное моделирование, как правило, дешевле проведения инженерных экспериментов. Оно, безусловно, безопаснее для персонала и окружающей среды. А мощность современных вычислительных средств и достижимые точности численных методов позволяют обеспечить достаточно близкое соответствие реальности результатов, получаемых на основе моделирования.

Сегодня создание динамической 3D модели процесса вывода из эксплуатации предусматривается нормативно-техническими и руководящими документами Ростехнадзора и концерна «Росэнергоатом». За счет своевременного, еще до выполнения реальных операций по демонтажу или строительству, выявления опасных коллизий и устранения их причин имитационная модель работ по ВЭ позволяет избежать:

Рис. 4.4.1.1.

a) «облако» точек с текстурами (укрупненно);
б) трехмерная модель сканированного участка

- не предусмотренных проектом затрат;
- угрозы нарушения запланированного безопасного хода работ и опасного радиационного воздействия на людей и окружающую среду.

Компанией «НЕОЛАНТ» накоплен положительный опыт компьютерного 3D-моделирования при подготовке проектов по ВЭ. Он касается верификации разных технологических операций проектов ВЭ, разработанных для энергетических и промышленных ядерных реакторов.

Имитационная модель демонтажа графитовой кладки и извлечения просыпей ЯМ из реакторов АМБ Белоярской АЭС

Если при ВЭ ЯРОО не используется вариант захоронение на месте, то проект ВЭ включает демонтаж радиоактивно загрязненных конструкций, систем и оборудования конструкций ЯРОО и вывоз РАО.

Демонтаж реакторных конструкций предусматривается, в частности, в проекте ВЭ блоков 1 и 2 Белоярской АЭС. Одна из наиболее технически сложных и радиационно опасных технологических операций при этом — разборка графитовой кладки.

Проведение подобных работ возможно только с использованием дистанционно управляемого робота. Нештатное (не предусмотренное проектом) развитие событий при ее выполнении чревато не только дополнительными финансовыми и временными затратами на выполнение корректирующих действий, но и негативным радиационным воздействием на персонал и окружающую среду. Это обстоятельство вкупе с требованиями нормативно-технических и руководящих документов Ростехнадзора и концерна «Росэнергоатом» привело к необходимости проведения виртуального имитационного моделирования для верификации исполнимости и безопасности работ по разборке, предусмотренных проектом по выводу из эксплуатации остановленных реакторов Белоярской АЭС.

Для верификации технологии демонтажа кладки реактора с помощью робота модели «BROKK», предложенной разработчиками проекта ВЭ энергоблока на основе реактора АМБ-100, компанией «НЕОЛАНТ» были созданы:

- 3D-модель шахты реактора со всеми содержащимися в ней объектами и модель робота «BROKK» (рис. 4.4.2.1);
- имитационная динамическая 3D-модель хода работ по демонтажу с помощью робота, работа которого в пространстве шахты реактора обеспечивалась специальной конструкцией («каруселью»).

При имитации процесса демонтажа была использована модель взаимодействия твердых тел, при которой исключалось «проникновение» объектов друг в друга, учитывалось действие силы тяжести на объекты, вовлеченные в процесс демонтажа. Для упрощения определения элементов конструкции, которые мешают выполнению технологических операций, в программном комплексе реализована система оповещения о коллизиях (столкновениях) объектов: при соприкосновении движущихся частей роботов с другими объектами на сцене и те, и другие подсвечиваются красным цветом (рис. 4.4.2.2). Более подробно возможности имитационного комплекса описаны в [1].

При верификации предложенной технологии демонтажа с помощью имитационной модели был выявлен ряд проблем с реализацией первоначальной версии технологии демонтажа кладки из графитовых блоков, разработанной сторонней специализированной организацией. Для преодоления выявленных коллизий был предложен ряд изменений в первоначально разработанную технологию демонтажа.

В связи с выявленными проблемами осуществления автоматической смены трех типов рабочих насадок, используемых роботом при демонтаже, была предложена модификация первоначального варианта технологии, предполагающая использование трех роботов, на которых сразу будут установлены нужные насадки без необходимости их смены в процессе демонтажа. Проблемы со сменой насадок возникали, в частности, из-за недостаточной точности расположения манипулятора робота относительно устанавливаемой насадки, которой невозможно достичь в условиях управления на основе обзора с телекамер.



Имитационное моделирование позволило также предложить:

- улучшенную схему расположения телекамер, изображение с которых позволяет оператору управлять роботом;
- новую конструкцию «карусели», позволяющей извлечь все блоки, тогда как старая конструкция обеспечила бы извлечение лишь 30% блоков графитовой кладки реактора;
- ряд других усовершенствований, которые в совокупности обеспечивают выполнение задачи по демонтажу.

Имитационная модель бесполостного заполнения внутренних пространств ПУГР барьерным материалом

ВЭ ЯРОО практически всегда включает в себя сложные и потенциально радиационно опасные строительные операции на площадке АЭС или иного объекта атомной отрасли. Так, при ВЭ по варианту радиационно безопасного захоронения на месте, одним из

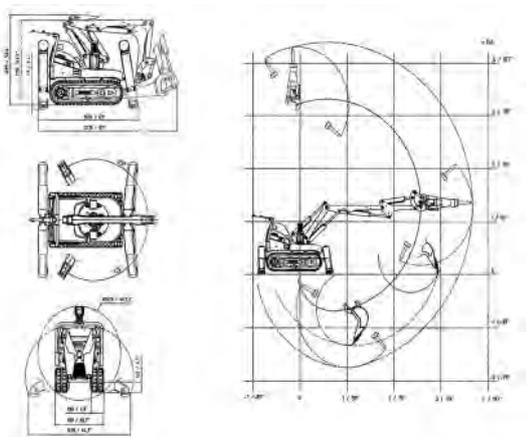
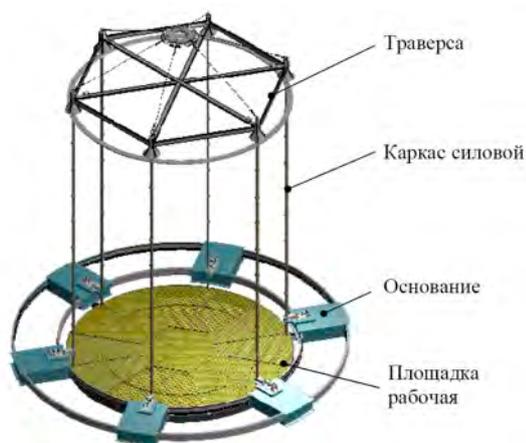


Рис. 4.4.2.1. Элементы 3D моделей оборудования и шахты реактора

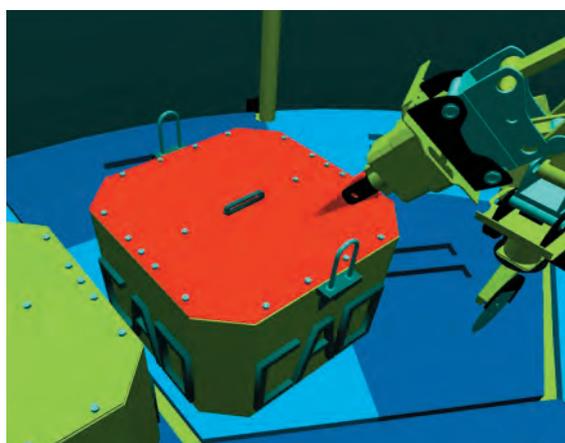


Рис. 4.4.2.2. Незапланированное соприкосновение цангового захвата робота «BROKK» и крышки контейнера

видов строительных работ является создание дополнительных физических барьеров для исключения несанкционированного доступа к опасной зоне и предотвращения выхода радиоактивных веществ и ионизирующих излучений в окружающую среду. При выполнении этих работ необходимо гарантировать отсутствие физических «прорех», полостей в создаваемых защитных барьерах. Стало быть, при подготовке проекта необходимо исследовать разные варианты подготовки систем и путей подачи барьерных материалов, использования тех или иных материалов с учетом их текучести, сыпучести и иных физических характеристик.

Моделирование засыпки реакторного пространства глиносодержащим материалом

В рамках информационной поддержки ВЭ промышленного уран-графитового реактора ЭИ-2 на площадке ОАО «Сибирский химический комбинат» (ОАО «СХК») компанией «НЕОЛАНТ» было проведено моделирование технологического процесса создания одного из возможных защитных барьеров — засыпки на основе глины. Для этого используются природные породы (смесь на основе природных глин с добавлением бентонита или иных сорбционных материалов), засыпаемые в тракты технологических каналов и в металлоконструкции, лежащие ниже графитовой кладки. Засыпка является сорбционным барьером, а также смягчает возможные механические воздействия на графитовую кладку.

В ходе проекта «НЕОЛАНТ» разработал:

- статические 3D-модели ПУГР ЭИ-2 и инструментов и оснастки для вырезки технологических отверстий и заполнения барьерным материалом;
- динамическую 3D-модель, отражающую очередность этапов технологического процесса по заполнению реакторного пространства барьерным материалом;
- пакет конструкторской документации на инструменты и оснастку, необходимой для практической реализации описанного процесса.

Эти разработки были использованы для:

- моделирования процессов подачи сыпучего материала и заполнения реакторного пространства сухим барьерным материалом (рис. 4.4.2.3);
- расчета потребных объемов материалов, времени и рабочих ресурсов.

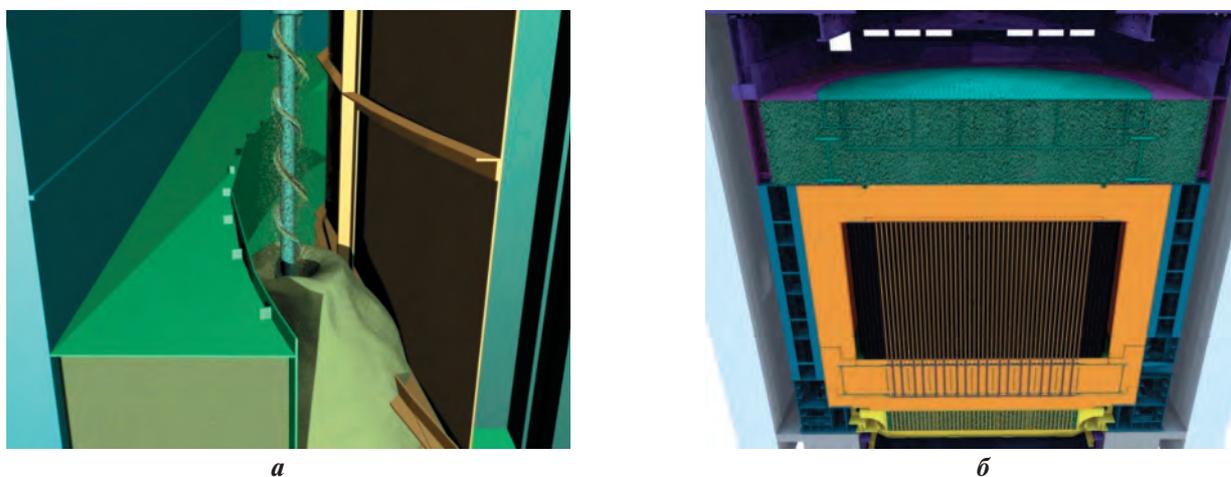


Рис. 4.4.2.3. а — засыпка смеси в пространство между кожухом реактора и схемами «Л»;
б — вид на схемы ПУГР, заполненные барьерным материалом на основе глины

Разработанная технология бесполостного заполнения реакторных пространств ПУГР обеспечивает:

- бесполостное заполнение скрытых пространств глиносодержащими смесями;
- контроль заполнения скрытых пространств глиносодержащими смесями;
- исключение повышенного радиоактивного воздействия на персонал при выполнении технологических операций;
- исключение повышенных выбросов радионуклидов в окружающую среду;
- использование простого в изготовлении и доступного в применении инструмента и оборудования для выполнения технологических операций;
- использование имеющихся на ОАО «СХК» источников питания, вентиляции, водоснабжения, канализации.

Моделирование заполнения реакторного пространства материалом на основе бетона

В рамках подготовки проекта по ВЭ ПУГР АВ-1 ФГУП «ПО «Маяк» по варианту радиационно безопасного захоронения на месте «НЕОЛАНТ» разработал имитационную модель и провел компьютерное моделирование технологии заполнения внутренних пространств ПУГР барьерным материалом на основе бетона.

Компьютерное моделирование процесса заполнения бетоном вертикального отсека схемы «Л» ПУГР АВ-1 — одного из самых технологически сложных для заполнения отсеков — позволяет заранее выявить возможные коллизии при реализации этого технологического процесса в проекте ВЭ и избежать их возникновения и влияния на сроки и стоимость работ при практической реализации проекта ВЭ.

Компанией «НЕОЛАНТ» создан инструментарий для верификации проектных решений, расчетов и детального планирования технологического процесса по бесполостному заполнению бетоном пространств так называемой схемы «Л» ПУГР АВ-1, включающий:

- статические 3D-модели ПУГР АВ-1, инструментов и оснастки для вырезки отверстий в горизонтальных перекрытиях и заполнения бетоном отсеков реактора;
- имитационная 3D-модель, отражающая очередность этапов технологического процесса заполнения бетоном вертикального отсека схемы «Л» ПУГР АВ-1.

Использование этих моделей позволяет сократить временные и финансовые затраты на выбор и реализацию технологии формирования дополнительных физических барьеров на основе бетона при захоронении ПУГР АВ-1.

В ходе работ было выполнено имитационное моделирование процесса заполнения отсеков схемы «Л» ПУГР АВ-1 бетоном (рис. 4.4.2.4) с воспроизведением характеристик плотности и текучести бетонной смеси при условиях нормальной гравитации и относительной влажности.

В ходе проекта был также разработан пакет конструкторской документации на инструменты и оснастку, необходимой для практической реализации описанного процесса заполнения отсеков схемы «Л» бетоном.

Имитационное моделирование в проекте по реконструкции системы сброса грунтовых вод в водоем при ВЭ ПУГР АВ-1, АВ-2

При ВЭ ПУГР по варианту радиационно безопасного захоронения на месте важным условием долговременности и безопасности является, помимо создания надежных физических барьеров, еще и защита хранилища от грунтовых вод с тем, чтобы

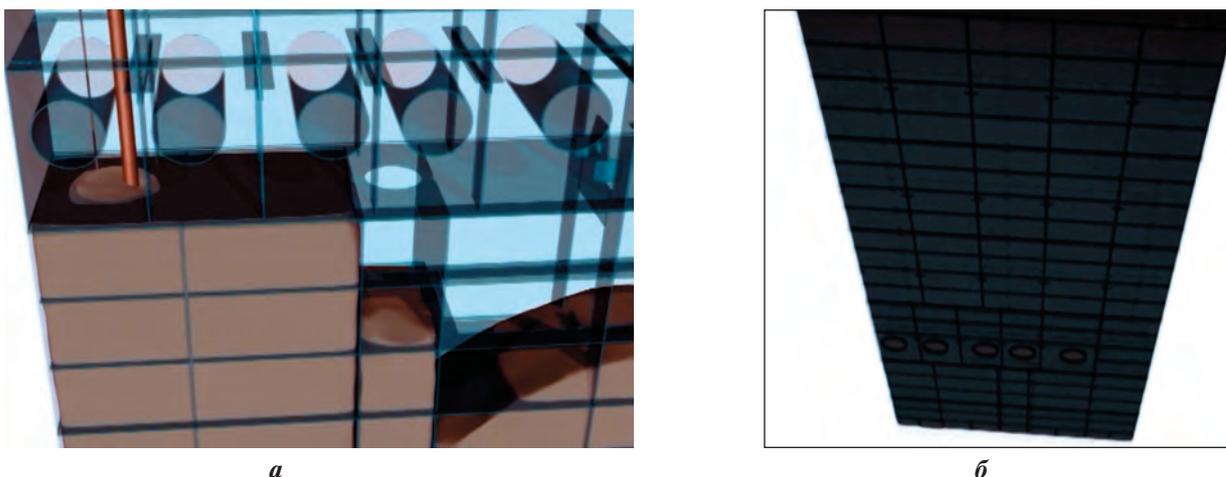


Рис. 4.4.2.4. Моделирование процесса заполнения отсеков схемы «Л» ПУГР АВ-1 бетоном: а — процесс бетонирования на начальном этапе; б — конечное состояние в результате бетонирования

предотвратить вынос радионуклидов (РН) в водоносные горизонты из-за возможного нарушения целостности защитных барьеров и выщелачивания РН из графитовой кладки.

Для этого наряду с созданием физических барьеров реализуются дополнительные мероприятия для предотвращения затопления шахты-хранилища.

Для обеспечения водоотвода при захоронении на месте ПУГР АВ-1 и АВ-2 ФГУП «ПО «Маяк», в частности, планируется реконструировать подземные туннели («метро») ныне существующей штатной системы отвода грунтовых вод (системы гидросброса) от этих реакторов (рис. 4.4.2.5).

В связи с планированием этих работ «НЕОЛАНТ» проанализировал возможность создания необслуживаемого долговременного водоотводящего канала на основе щебня крупных фракций. Компьютерное моделирование выполнения работ в этом проекте (рис. 4.4.2.6) необходимо для выявления возможных коллизий в ходе работ по реконструкции, способных негативно повлиять на сроки и стоимость работ при их практической реализации.

Для верификации проекта «НЕОЛАНТ» разработал:

- 3D-модели туннелей гидросброса, используемой техники, оборудования и оснастки;
- динамическую 3D-модель хода работ по заполнению туннелей щебнем.

Динамическая 3D-модель позволила провести проверку на наличие коллизий:

- основных процессов по демонтажу;
- работы техники при проведении засыпки туннелей щебнем.

Статические 3D-модели, разработанные в ходе проекта, используются не только для верификации хода работ проекта, но и при расчетах потребности в материалах.

Реконструкция системы сброса грунтовых вод ПУГР в водоем совместно с системой пассивного отвода грунтовых вод внутри зданий позволяет:

- исключить подъем воды до графитовой кладки и затопление помещений здания;
- отказаться от использования мощных глубинных насосов для откачки грунтовых вод внутри зданий;
- обеспечить гарантированный сток отводимой из здания воды через дренажные каналы, созданные внутри сбросных тоннелей;

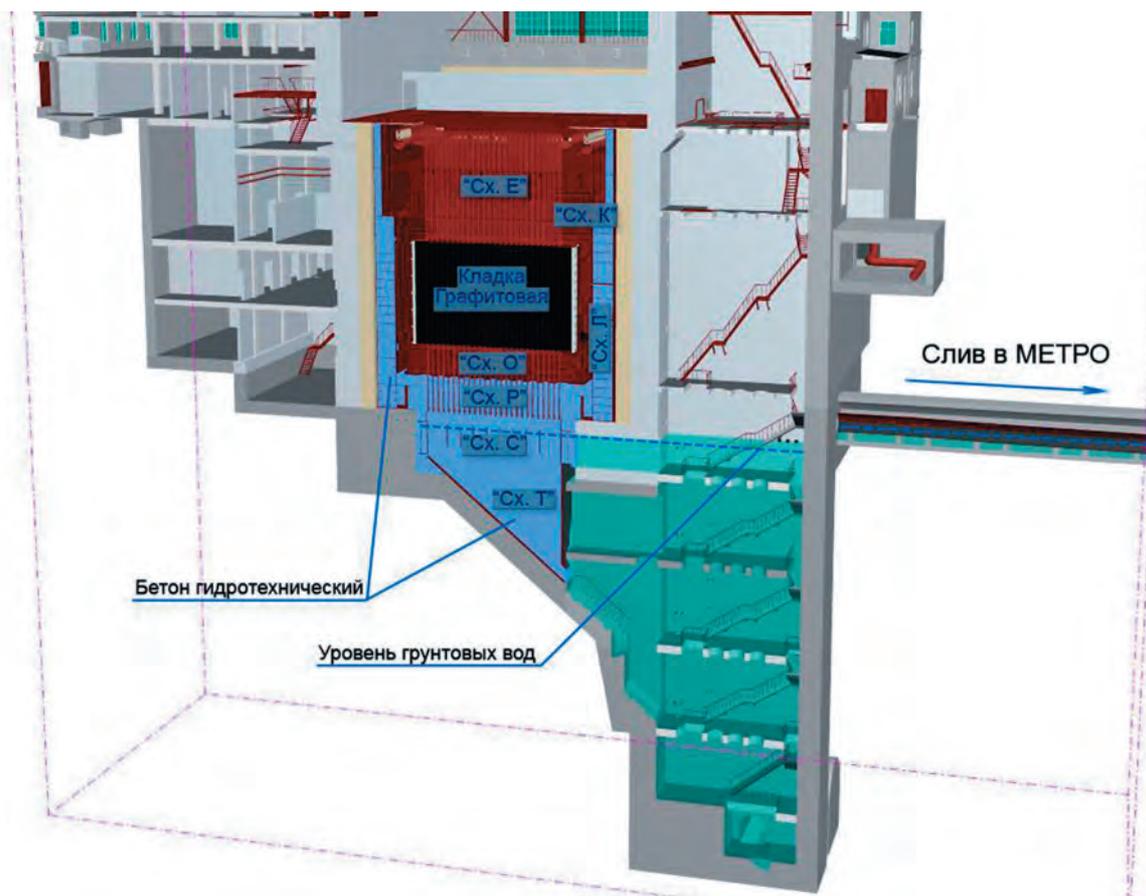


Рис. 4.4.2.5. Схема отвода грунтовых вод при захоронении на месте ПУГР АВ-1 и АВ-2 ФГУП «ПО «Маяк»



Рис. 4.4.2.6. Моделирование подачи дренажного материала

- исключить постоянное обслуживание системы при ее эксплуатации, основываясь на принципе естественного пассивного способа водоотведения грунтовых вод;
- выполнить монтажные и демонтажные работы без повышенных дозовых нагрузок на персонал.

4.4.3. Интегрированные решения по ИТ обеспечению при обращении с РАО при эксплуатации и ВЭ

При выводе из эксплуатации приоритетной задачей является контроль образования и движения РАО по технологической цепочке, включая стадию передачи РАО на захоронение.

В 2013 году в Госкорпорации «Росатом» был начат проект «Трансформация СГУК РВ и РАО», который обеспечит перевод системы государственного учета РАО на новую информационную технологическую платформу и современные стандарты информационного обмена в рамках единой государственной системы обращения с РАО (ЕГС РАО). Планируется, что новая система будет вписана в интеграционный ландшафт информационных систем Госкорпорации «Росатом» и обеспечит работу с историческими данными, импортируемыми из старой системы СГУК РВ и РАО, и интеграцию данных организаций (рис. 4.4.3.1).

В рамках развития системы планируется перейти к системному подходу организации обращения с РАО.

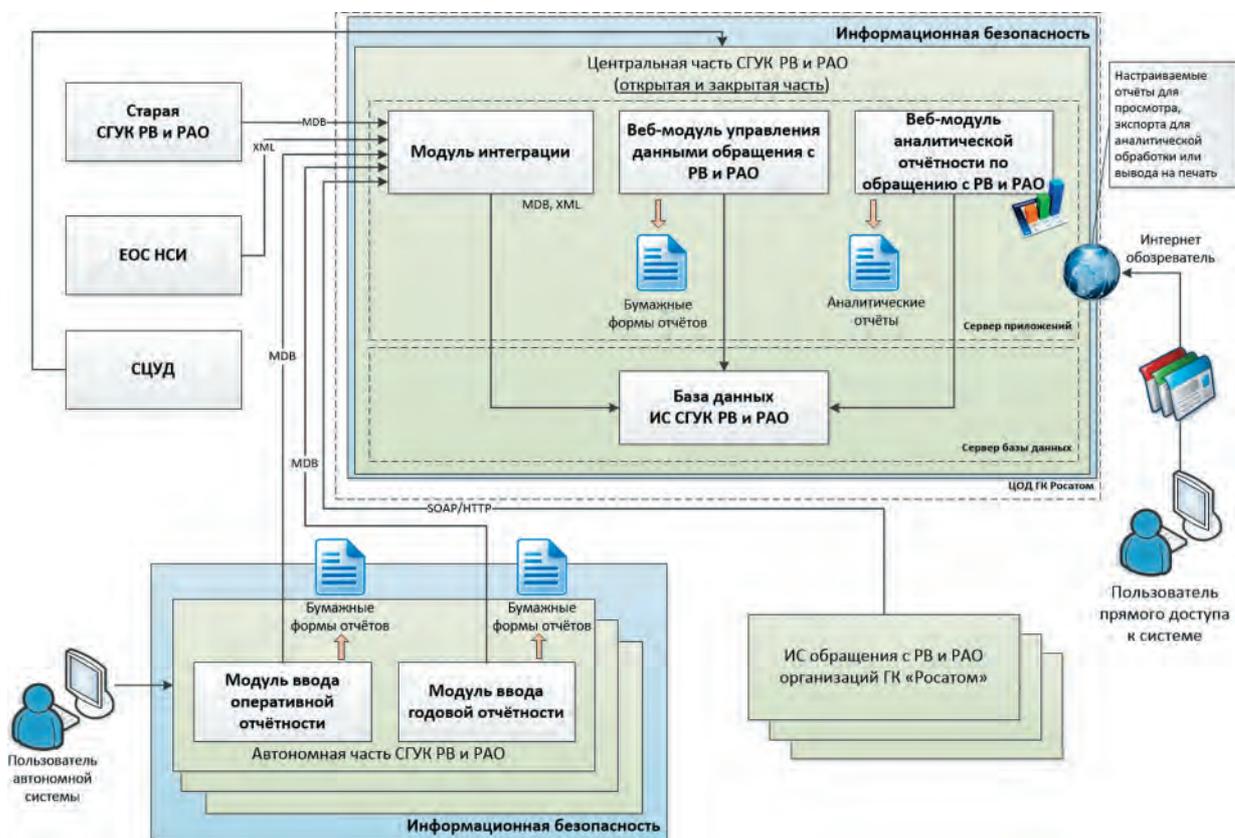


Рис. 4.4.3.1. Функциональная схема новой системы СГУиК РВ и РАО

Для повышения качества работы обращения с РАО на предприятиях концерна «Росэнергоатом» компанией «НЕОЛАНТ» разработана концепция ИС ПСО РАО — информационной системы поддержки системы обращения с РАО (рис. 4.4.3.2).

ИС ПСО РАО предназначена для оптимизации процессов обращения с РАО с целью минимизации радиационных рисков и материальных затрат.

Требуемое качество технико-экономической информации по обращению с РАО обеспечивается за счет решения следующих основных задач:

- внедрения и применения системы характеристики первичных и промежуточных форм РАО для определения категории и потенциальной опасности отходов;
- непрерывного контроля и учета образования (поступления), перемещения, переработки, кондиционирования, хранения учетных единиц РАО с применением технологий маркировки и идентификации;
- распределения РАО по видам переработки в соответствии с установленными критериями приемлемости;
- обеспечения управляемого формирования упаковок с окончательными (кондиционированными) формами РАО в соответствии с установленными критериями приемлемости для долговременного хранения или захоронения;
- установления группы отходов, в отношении которых возможно условное или безусловное освобождение от регулирующего контроля;
- информационного обмена с системой государственного учета и контроля РВ и РАО, а в будущем — с реестром РАО и кадастром ПХ;
- планирования и контроля образования РАО, учета и контроля соблюдения квот на образование РАО;
- сбора, обработки и выдачи на интеграционный уровень ИС ПСО РАО необходимой производственно-технологической и финансово-экономической информации об обращении с РАО;
- формирования единого информационного пространства поддержки обращения с РАО в рамках ОАО «Концерн «Росэнергоатом».

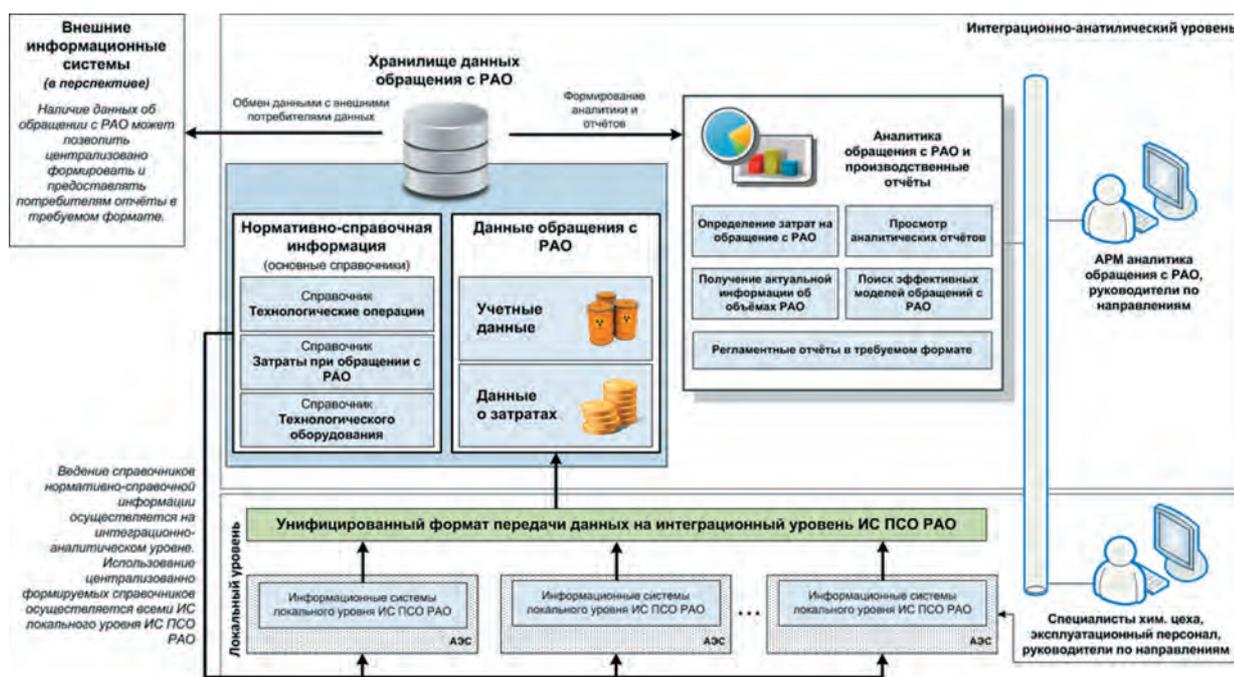


Рис. 4.4.3.2. Функциональная схема ИС ПСО РАО ОАО «Концерн «Росэнергоатом»

4.4.4. Характеризация РАО

Ключевую роль в функционировании ИПС РАО будет играть характеристика РАО. В особой мере это относится к проектированию и реализации работ по выводу из эксплуатации. Сегодня ведущими ядерными центрами (см. раздел 4.5 и 4.6) и рядом компаний, сотрудничающих с этими организациями, активно развиваются технологии дистанционного сканирования и анализа характеристик гамма-излучения на площадках ЯРОО и визуализации в режиме реального времени карт распределения источников этого излучения (гамма-сканирование, дистанционная коллимированная радиометрия).

Дистанционная радиометрия гамма-излучения ЯРОО по сравнению с другими методами дозиметрии позволяет значительно (иногда на два порядка) снизить дозовую нагрузку на персонал и получить при этом гораздо более полную картину распределения радиоактивного загрязнения.

Компания «НЕОЛАНТ» использовала технологию гамма-сканирования (рис. 4.4.4.1) при разработке проекта проведения работ по демонтажу основного и вспомогательного оборудования, трубопроводов и арматуры турбоагрегата №1 Белоярской АЭС.

При подготовке проекта ВЭ машинного зала размещения ТГ-1 первого блока Белоярской АЭС были выполнены:

- гамма-сканирование с целью определения радиационной обстановки;
- лазерное сканирование машинного зала для построения актуализированной трехмерной инженерной модели.

На основе этих данных была разработана трехмерная инженерная модель машинного зала с привязкой к ее элементам данных о радиационной обстановке (данные гамма-сканирования). Данные такого рода позволяют в проекте по ВЭ рассчитывать показатели потоков РАО (рис. 4.4.4.2) на основе расчетов объемов материалов демонтируемых конструкций с учетом их измеренных показателей радиоактивности.

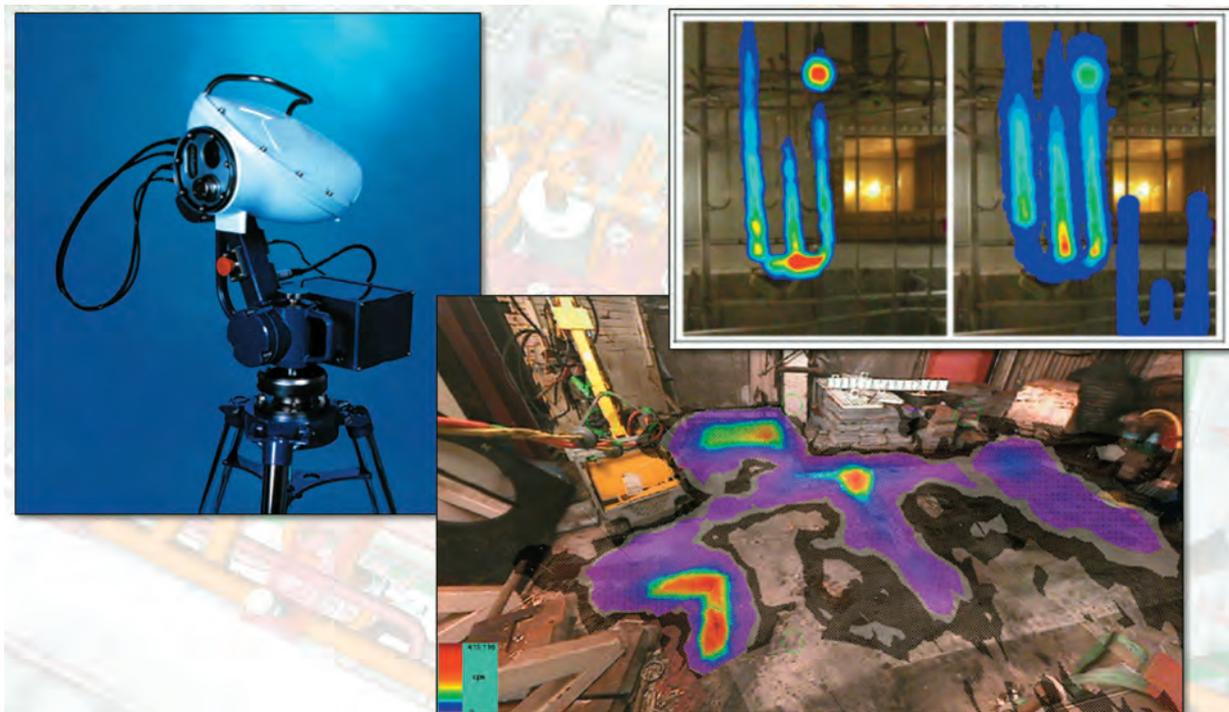


Рис. 4.4.4.1. Аппаратура и результаты гамма-сканирования на территории ЯРОО

Данные о потоках РАО — важнейшая информация для разработки планов безопасного выполнения работ и оценки затрат, связанных с обращением с РАО.

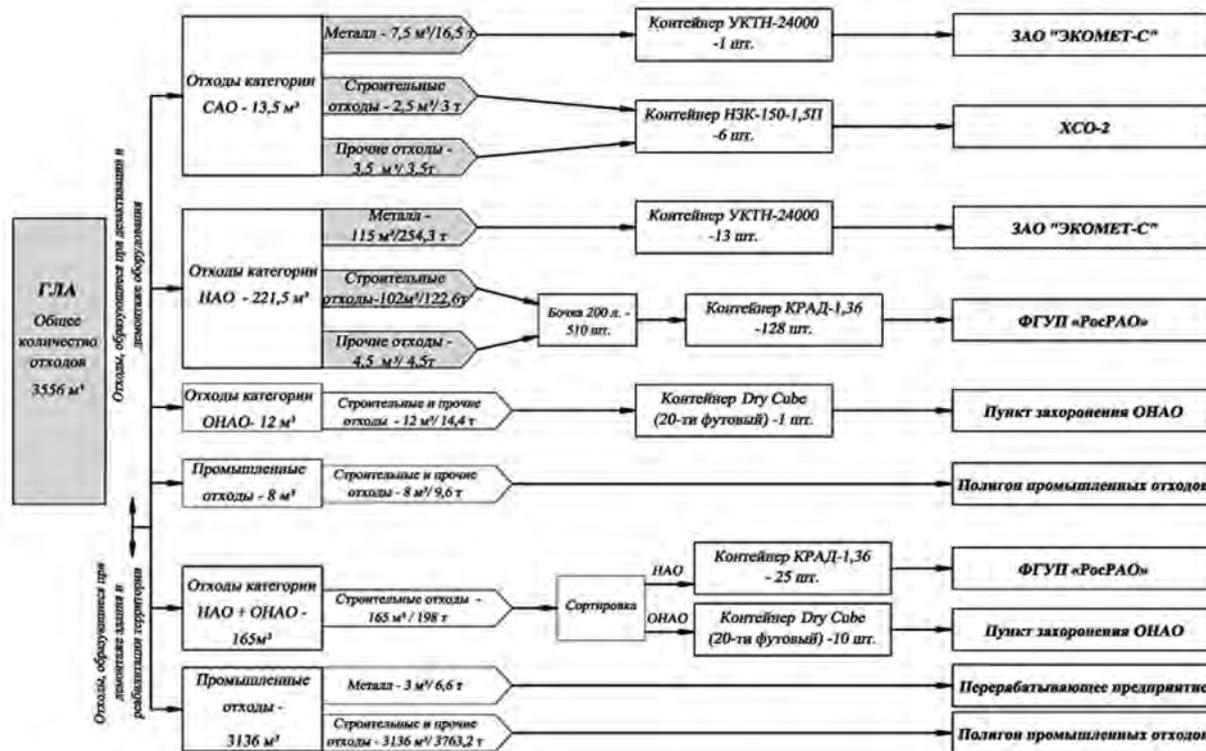


Рис. 4.4.4.2. Оценка формирования потоков РАО при выводе из эксплуатации зданий и сооружений 1, 2 блоков Белоярской АЭС

Измерительные комплексы для характеристики РАО

Характеризация РАО — измерение их физических, химических и радиологических свойств с целью определения необходимости дальнейшей коррекции, обработки и кондиционирования РАО или пригодности их к дальнейшему манипулированию, переработке, хранению или захоронению.

Важное направление деятельности «НЕОЛАНТ» — внедрение измерительных комплексов для характеристики РАО на предприятиях атомной отрасли. «НЕОЛАНТ» — единственный официальный партнер на территории Российской Федерации чешской компании «ENVINET», предлагающей на мировом рынке оборудование и специализированные услуги для характеристики РАО и измерений перед освобождением РАО от контроля регулирующих органов.

Литература

1. Былкин Б.К., Кононов В.В., Бунто П.А., Гуляев О.В., Свиридов Д.В., Трифонов В.Е., Тихоновский В.Л., Чуйко Д.В. «Опыт применения имитационной модели демонтажа графитовой кладки реактора АМБ-100 Белоярской АЭС» / Исследования наукограда, 2012, №2, с. 59–64.
2. Смирнов С.В. «Разработка экспериментальных приборных средств и методик их применения для поиска и характеристики источников ионизирующего излучения в сложной радиационной обстановке», автореферат дисс. на соискание уч. ст. к.ф.-м.н., 2010, РНЦ «Курчатовский институт».
3. К.А. Хьюз, Г. Моттершед, Д.Ж. Торнли, А.П. Комри «Использование рентгеновских электронно-оптических преобразователей для решения проблем характеристики трансураниевых отходов», доклад на Конференции WM'04, 29 февраля — 4 марта, 2004, Тусон, Аризона.

4.5. Технологии производства работ при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ в НИЦ «Курчатовский институт»

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» с момента своего образования является крупнейшим научно-исследовательским ядерным центром бывшего СССР и современной России. Исследования и разработки, выполненные в Центре, внесли определяющий вклад в развитие отечественной атомной энергетики и техники, экспериментальной ядерной и нейтронной физики и других областей науки.

До сих пор исследовательские реакторные установки, расположенные на территории «Курчатовского института», составляют уникальную экспериментальную базу, в состав которой входят 6 действующих реакторных установок. В советский период Центр обладал 12 исследовательскими установками с реакторами различного типа, около 20 экспериментальными ядерными стендами, парком «горячих» камер и облучательных установок. Помимо действующих в зданиях Центра расположены шесть реакторных установок, которые окончательно остановлены, частично или полностью демонтированы (табл. 4.5.1) [1].

Комплексное решение проблем повышения ядерной и радиационной безопасности Центра осуществляется в рамках ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности России на 2008–2010 г. и на период до 2015 г.». Эти работы предполагается продолжить и в ФЦП ЯБР на 2016–2025 гг.

В настоящее время ведутся работы по вывозу накопленного ОЯТ исследовательских реакторов, и осуществляется вывод из эксплуатации остановленных исследовательских реакторов МР и РФТ [2–4].

4.5.1. Особенности конструкции и эксплуатации реактора МР

Многоцелевой петлевой материаловедческий реактор МР был разработан и сооружен в 1962–1963 гг. и выведен на проектную мощность 20 МВт в 1964 г. В конструктивном отношении он стал первым представителем нового типа исследовательских реакторов — канального типа, погруженного в бассейн с водой (рис. 4.5.1.1).

Активная зона реактора высотой 1 м, вместе с рабочими и экспериментальными каналами, трубопроводами разводки теплоносителя, коллекторами и другими металлоконструкциями, размещена в бассейне глубиной свыше 9 м, заполненном дистиллятом и окруженном биологической защитой из бетона (рис. 4.5.1.2).

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

Реактор имел хорошие физические характеристики и высокую радиационную безопасность, обладал широкими экспериментальными возможностями, надежностью в эксплуатации. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в сферической ловушке достигала 8×10^{14} н/см²с, в бериллиевых блоках — до 5×10^{14} н/см²с, в рабочих каналах (на уране) — $2,75 \times 10^{14}$ н/см²с, максимальная плотность потока быстрых нейтронов с энергией более 0,5 МэВ — до $3,0 \times 10^{14}$ н/см²с [2].

Таблица 4.5.1

Экспериментальная реакторная база НИЦ «Курчатовский институт»

Название реактора	Тип реактора	Дата пуска (реконструкции)	Мощность, МВт	Состояние
Ф–1	Уран-графитовый, с естественной циркуляцией теплоносителя	1946	0,024	Действующий
РФТ	Уран-графитовый, канальный	1952 (1957)	10,0 (20,0)	Частично демонтирован в 1962 г.
ВВР–2	Водоводяной, баковый	1954 (1960)	0,3 (3,0)	Демонтирован в 1983 г.
ИРТ	Бассейновый	1957 (1965)	2,0 (5,0)	Демонтирован в 1979 г.
МР	Водо–бериллиевый, канальный, погруженный в бассейн	1963 (1967)	20,0 (50,0)	Остановлен в 1993 г.
РОМАШКА	Высокотемпературный на быстрых нейтронах с термоэлектрическим преобразователем	1964	0,04	Демонтирован в 1969 г.
ГИДРА	Гомогенный, растворный, импульсный	1972	0,01–30 МДж	Действующий
ЕНИСЕЙ	Высокотемпературный на промежуточных нейтронах с термоэмиссионным преобразователем	1973	в импульсе 0,1	Демонтирован в 1986 г.
ИР-8	Бассейновый	1981	8,0	Действующий
АРГУС	Гомогенный, растворный, с графитовым отражателем	1981	0,02	Действующий
ГАММА	Водоводяной, корпусной	1982	0,22	Действующий
ОР	Водоводяной, баковый	1989	0,3	Действующий

На реакторе осуществлялась широкая программа испытаний и исследований тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), топливных и конструкционных материалов, производились радиоизотопы медицинского назначения и проводились другие исследования. Для выполнения программы испытаний и исследований различного типа ТВЭЛов, топливных и конструкционных материалов реактор был оснащен 9 петлевыми установками, обеспечивавшими возможность отработки теплофизических, гидродинамических и прочностных характеристик активных зон и основного оборудования энергетических реакторных установок различного назначения в условиях, максимально приближенных к натурным (табл. 4.5.1.1). В 1967 г. после проведенной реконструкции мощность реактора вместе с петлевыми установками была увеличена до 50 МВт.

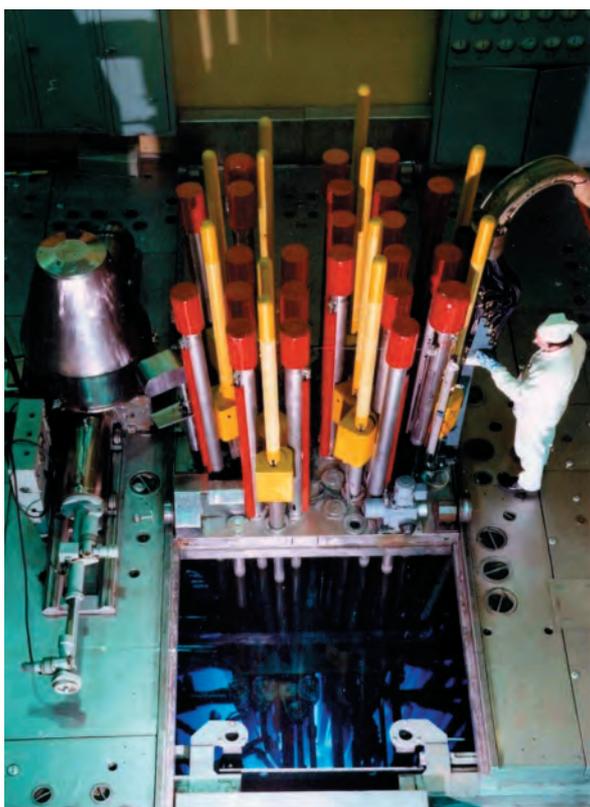


Рис. 4.5.1.1. Внешний вид реактора МР в период его эксплуатации

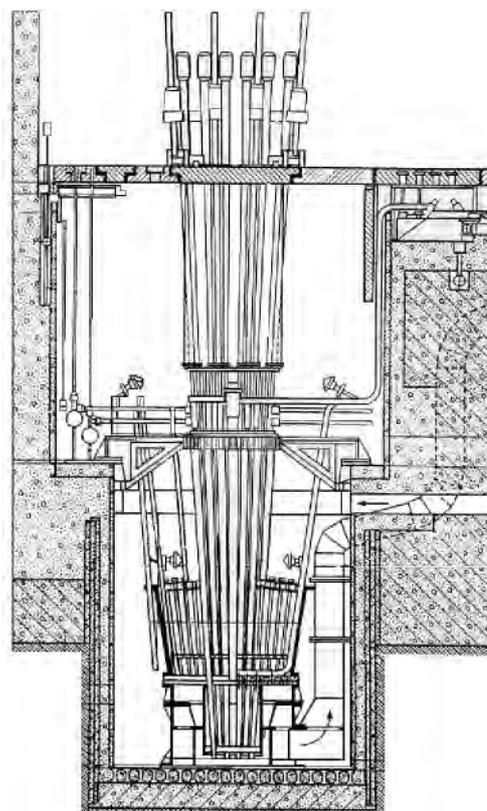


Рис. 4.5.1.2. Вертикальный разрез активной зоны и отражателя реактора МР

Центральный зал, системы и оборудование петлевых установок реактора МР размещены в здании 37/1, в котором ранее был расположен исследовательский реактор РФТ, остановленный и частично демонтированный. В здании 37/3 размещены системы спецвентиляции и спецканализации, в здании 37/4 — системы охлаждения реактора (рис. 4.5.1.3).

Таблица 4.5.1.1

Основные характеристики петлевых установок реактора МР

Петлевая установка	Теплоноситель	Мощность петли, кВт	Расход теплоносителя, м ³ /ч	Давление теплоносителя, МПа	Максимальная температура теплоносителя, °С	Максимальное число экспериментальных каналов
ПВЦ-1	Вода и пароводяная эмульсия	2000	30	10	310	3
ПВЦ-2	—“—	1000	—“—	—“—	—“—	2
ПВК	—“—	3000	150	10	330	6
ПВУ	Вода	1000	30	20	330	2
ПВО	—“—	2000	30	20	330	2

Продолжение таблицы 4.5.1.1

Петлевая установка	Теплоноситель	Мощность петли, кВт	Расход теплоносителя, м ³ /ч	Давление теплоносителя, МПа	Максимальная температура теплоносителя, °С	Максимальное число экспериментальных каналов
ПВ	—“—	1000	30	20	330	2
ПОВ	—“—	1000	30	10	330	2
ПВМ	Жидкий металл	1000	2,5	0,5	620	1
ПГ	Гелий	100	7	10	900	1

Кроме этих зданий на площадке реактора также находятся другие производственные здания и вспомогательные сооружения, где расположены «горячая» лаборатория (здание 37/2), санпропускник (здание 37/5), вентиляционная труба (здание 37/6), «сухое» хранилище ОЯТ (здание 109), временное хранилище РАО (здание 37/8).



Рис. 4.5.1.3. Схема расположения производственных зданий и сооружений на площадке реактора МР

Площадка реактора расположена в западной части территории основной площадки Центра, и санитарно-защитная зона реактора ограничена внешним периметром его территории. В результате интенсивного городского строительства в Москве территория Центра в настоящее время окружена городской застройкой, поэтому на расстоянии 100–200 м в северо-западном направлении от реактора находится городской жилой микрорайон.

В 1993 г. после 30-летнего периода интенсивной эксплуатации реактор был окончательно остановлен. В период с 1993 г. по 2011 г. в соответствии с классификацией Федеральных норм и правил регулирования использования атомной энергии НП-033-01 (ОПБ ИЯУ), реактор эксплуатировался в режиме «окончательного останова», и на нем проводились работы по его подготовке к выводу из эксплуатации.

4.5.2. Факторы, влияющие на вывод из эксплуатации реактора

В рамках работ по Федеральной целевой программы «Ядерная и радиационная безопасность России на 2008–2010 годы и на период до 2015 года» был предусмотрен этап по подготовке к выводу из эксплуатации реактора МР, включающий разработку проекта.

Вывод из эксплуатации этого реактора предполагалось осуществить в рамках четырех последовательно выполняемых этапов.

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

- удаление опытных ТВС из хранилища СУЗ в центральном зале, одной ТВС из экспериментального петлевого канала с жидкометаллическим теплоносителем и фрагментов топлива из бассейна реактора в «сухое» хранилище ОЯТ;
- удаление петлевых каналов из бассейна реактора и бассейна-хранилища;
- проведение комплексного инженерного и радиационного обследования конструкций и оборудования реактора и его петлевых установок, зданий и сооружений реактора;
- реконструкция систем безопасности и инженерно-технического обеспечения реактора в объеме, необходимом для проведения работ по его выводу из эксплуатации;
- разработка и внедрение технологий демонтажа оборудования и конструкций реактора и его петлевых установок в условиях высоких полей излучения, основанных на применении дистанционно управляемых робототехнических средств;
- разработка и внедрение методов и технических средств дистанционной диагностики состояния оборудования и конструкций реактора и его петлевых установок с использованием гамма-локатора и гаммавизора;
- разработка и внедрение «сухих» технологий дезактивации (например, на основе дезактивирующих пен), «холодных» технологий фрагментирования демонтируемого оборудования, а также технологий кондиционирования для образующихся РАО;
- разработка, согласование и государственная экспертиза проектной и другой документации, требуемой для получения лицензии на вывод из эксплуатации реактора.

В рамках второго этапа в 2011–2013 гг. выполняются работы по демонтажу оборудования и конструкций реактора, которые включают:

- демонтаж оборудования и трубопроводов петлевых установок, вспомогательного оборудования и систем реактора;
- демонтаж внутрикорпусных устройств реактора РФТ, захороненных в шахте этого реактора, находящейся в центральном зале реактора МР;
- транспортировку демонтированных реакторных узлов и оборудования в цех кондиционирования на спецплощадке Центра для их характеризации, фрагментирования, и упаковки в транспортные контейнеры;
- выходной контроль транспортных контейнеров с отходами и их удаление в специализированные организации.

Третий этап (2013–2014 гг.) включает:

- демонтаж внутрикорпусных устройств в бассейне реактора, оборудования и трубопроводов первого, второго и третьего контуров охлаждения;
- демонтаж оборудования в поднастильном пространстве реакторного зала МР и РФФ.

Последний четвертый этап вывода из эксплуатации реактора должен быть реализован в 2015 г. Основными задачами этого этапа будут являться:

- заключительное радиационное обследование технологических помещений, петлевых установок и территории площадки реактора;
- дезактивация технологических помещений первого контура и петлевых установок реактора;
- реабилитация территории площадки реактора и оформление акта о его снятии с учета органов регулирования.

На организацию и проведение демонтажных работ оказывают влияние следующие конструктивные особенности реактора и условия его эксплуатации:

- демонтажные работы должны быть проведены в более чем 70 технологических помещениях, значительная часть которых расположена в подвальных помещениях основного здания реактора, где ширина проемов между смежными помещениями не превышает 70 см;
- в технологических помещениях находится большое количество демонтируемых систем и оборудования первого контура охлаждения и петлевых установок реактора, в том числе массогабаритных;
- режимы эксплуатации реактора и его петлевых установок привели к повышенному радиоактивному загрязнению его оборудования, систем и трубопроводов первого контура охлаждения и петлевых установок и высоким полям γ -излучения в его технологических помещениях.

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

- высоких радиационных полей в помещениях реактора и его петлевых установок вследствие загрязненности систем и оборудования радионуклидами;
- необходимости производства демонтажных работ на ограниченном пространстве помещений реактора, насыщенных разнообразным загрязненным оборудованием;
- необходимости демонтажа и фрагментации на месте массогабаритных систем и оборудования реактора перед их удалением из помещений и транспортированием;
- необходимости удаления демонтируемого оборудования из подвальных помещений здания реактора через небольшие транспортные люки, расположенные в перекрытиях помещений на уровне земли;

- необходимости вскрытия в центральном зале реактора шахты реактора РФТ с его захороненными внутрикорпусными конструкциями для обеспечения возможности их демонтажа.

Следует также учитывать, что работы по выводу из эксплуатации реактора МР должны осуществляться в условиях такого мегаполиса как Москва, вблизи городской жилой застройки и интенсивных транспортных грузопассажирских потоков, поэтому особое внимание должно быть уделено вопросам обеспечения радиационной и экологической безопасности этих работ.

4.5.3. Подготовка реактора к выводу из эксплуатации

В период после окончательного останова на реакторе МР был выполнен комплекс подготовительных мероприятий, главным образом направленных на обеспечение необходимого уровня его ядерной и радиационной безопасности [5].

В 1996 г. из активной зоны и бассейна-хранилища реактора были выгружены отработавшие рабочие и петлевые тепловыделяющие сборки (ТВС), которые были помещены в «сухое» хранилище ОЯТ.

Проведено предварительное радиационное обследование реактора и его петлевых установок, в рамках которого было обследовано свыше 60 технологических помещений и до 500 единиц оборудования. В результате этого обследования установлено, что загрязнение систем, оборудования и трубопроводов реактора и его петлевых установок в основном связано с загрязнением радионуклидами их внутренних поверхностей. Активность отложений на внутренних поверхностях оборудования первого контура охлаждения и петлевых установок реактора главным образом обусловлена ^{137}Cs , ^{90}Sr и ^{60}Co . Выполненный спектральный анализ состава γ -излучения показал, что радиационную обстановку в технологических помещениях реактора определяют ^{137}Cs и ^{60}Co .

Для оценки текущего состояния и прогнозирования работоспособности проведено обследование всех систем инженерно-технологического обеспечения работы реактора: дозиметрического контроля, спецвентиляции, спецканализации, водоснабжения, электроснабжения, отопления, транспортного и грузоподъемного оборудования, а также строительных конструкций здания реактора.

Разработаны Концепция вывода из эксплуатации реактора, Программа комплексного инженерного и радиационного обследования реактора, Принципиальная программа вывода из эксплуатации реактора и на их основе подготовлено Техническое задание на разработку проекта вывода из эксплуатации реактора.

В Принципиальной программе в качестве базового для вывода из эксплуатации реактора принят вариант DECON — немедленного поэтапного демонтажа конструкций и оборудования реактора и его петлевых установок, включая демонтаж шахты с внутрикорпусными конструкциями реактора РФТ.

Обоснованность выбора данного варианта вывода из эксплуатации реактора подтверждена многофакторным анализом и его сравнением с другими альтернативными вариантами (SAFSTOR, ENTOMB).

Радиационное обследование реактора МР

Радиационное обследование технологических помещений проводилось в 1993—2008 гг. с использованием методов и методик, разработанных в Центре [7—8].

В связи с тем, что в период проведения радиационного обследования работы с радиоактивными объектами на реакторе МР не проводились, объемная активность радионуклидов в воздушной среде технологических помещений была низкой и составляла не более 0,1 Бк/м³ по β-излучающим нуклидам, и не более 0,05 Бк/м³ по α-излучающим нуклидам. Загрязненность поверхностей технологических помещений по β-излучающим нуклидам находилась в диапазоне 1–100 β-частиц/(см²мин), по α-излучающим нуклидам не более 0,1 α-частиц/(см²мин).

Результаты радиационного обследования показали, что загрязненность оборудования реактора МР и петлевых установок обусловлена нуклидами ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co и ⁹⁰Sr, при этом активности ¹³⁷Cs и ⁹⁰Sr практически одинаковы. Обобщенные результаты радиационного обследования представлены в таблице 4.5.3.1.

Таблица 4.5.3.1.

Обобщенные результаты радиационного обследования технологических помещений реактора МР

ПУ (№ помещения)	Мощность дозы от оборудования, мкЗв/час	Состав нуклидов, %	
		¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co
I контур МР (41,69,71)	3–1500	87	13
ПГ (66,66а, 66б)	0,4–24	76	24
ПВМ (59,60)	2–30	53	47
ПВУ (57,58)	10–510	42	58
ПОВ (64)	40–3200	63	37
ПВО (63)	40–2000	19	81
ПВ (67,67а)	60–4300	24	76
ПВК (45,46)	600–10000	56	44
АСТ (49,53)	40–420	62	38
ПВЦ (50,51,52)	500–16000	54	46

Как видно из таблицы 4.5.3.1, для различных петлевых установок соотношение между ¹³⁷Cs и ⁶⁰Co заметно отличается, и это обстоятельство является следствием различных условий эксплуатации петлевых установок.

Распределение уровней мощностей доз γ-излучения по высоте на периферии активной зоны реактора приведено на рис.4.5.3.1. При этом надо отметить, что радиационные поля в бассейне реактора, имеющие наиболее мощное излучение в районе активной зоны, обусловлены наведенной активностью (⁶⁰Co) металлоконструкций внутрикорпусных устройств, включая бериллиевые блоки.

Была выполнена расчетная оценка накопления радионуклидов в металлоконструкциях внутрикорпусных устройств реактора МР за счет активации, результаты которой приведены в таблице 4.5.3.2. Из этой таблицы следует, что в районе расположения активной зоны реактора удельная активность металлоконструкций не превышает 107кБк/кг, что позволяет отнести эти металлоконструкции к разряду среднеактивных радиоактивных отходов. В реакторном зале под настилом из защит-

№	Расст. по вертикали, м	Мощность дозы гамма-излучения, мЗв/час			
		точка 1	точка 2	точка 3	точка 4
1	0	0,4	0,1	0,3	0,1
2	-1	0,8	0,8	1,1	0,8
3	-2	0,9	0,9	1,1	1,1
4	-3	1,0	0,9	1,8	1,1
5	-4	1,0	0,9	1,8	1,3
6	-5	1,1	1,1	1,8	1,1
7	-6 (А3)	14,4	5,4	5,4	25,2
8	-7(А3)	32,4	10,8	39,6	18,0
9	-8	43,2	2,2	9,0	2,9
10	-8,5	300,0			
11	-8,75	780,0			
12	-9	1620	3,2	4,3	7,2

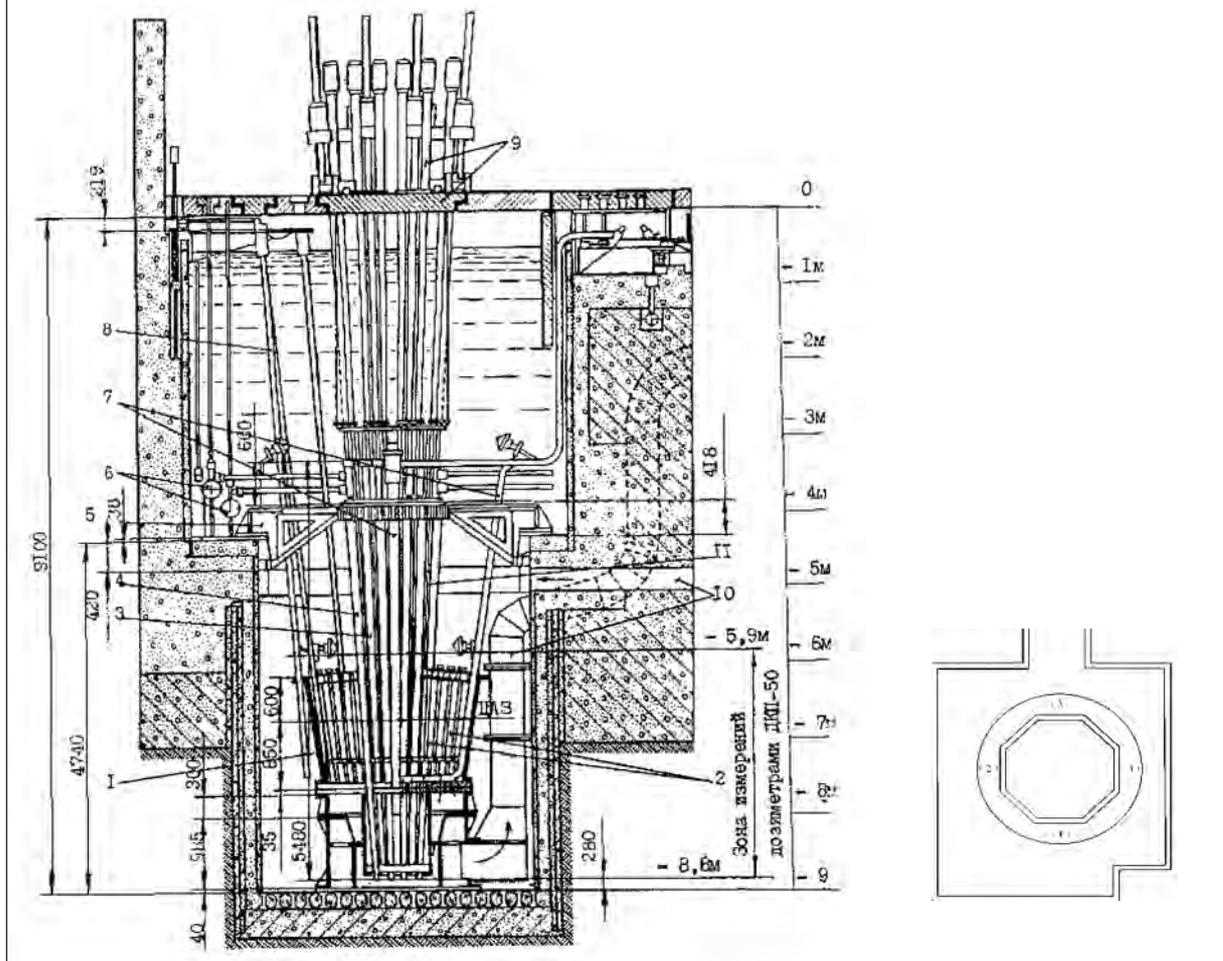


Рис. 4.5.3.1. Распределение мощности дозы гамма-излучения по высоте бассейна реактора МР

ных плит проложены подводящие и отводящие трубопроводы от каналов реактора и петлевых установок. При радиационном обследовании защитные плиты снимались и измерялась мощность дозы от трубопроводов и оборудования, находящегося в поднастильном пространстве. В качестве примера на рис. 4.5.3.2 приведены результаты измерений при удалении одной из защитных плит. По результатам измерения полей γ -излучения от оборудования с помощью программы Surfer были рассчитаны кривые изодоз в поднастильном пространстве. Результаты расчетных оценок полей γ -излучения в поднастильном пространстве приведены на рис. 4.5.3.3.

Таблица 4.5.3.2

Оценка активности внутрикорпусных металлических конструкций в бассейне реактора МР

Наименование оборудования	Материал	Вес РАО, г		Активность, Бк
		НАО	САО	
Тележка СУЗ	Сталь 3	10		–
Настил защитных плит	Сталь 3	177,1		–
Коллектор	1X18Н9Т		1,2	$4,5 \cdot 10^9$
Опора верхняя	1X18Н9Т		3,2	$4,6 \cdot 10^9$
Решетка	1X18Н9Т		1,9	$7,5 \cdot 10^{11}$
Опора нижняя	1X18Н9Т		2,2	$2,1 \cdot 10^{11}$
Труба всасывающая	1X18Н9Т		0,25	$2,8 \cdot 10^{11}$
Облицовка бассейна (от отметки –5 до –9)	1X18Н9Т		3,3	$1,9 \cdot 10^{11}$
Облицовка бассейна (от отметки 0 до –5)	1X18Н9Т		4,8	$1,3 \cdot 10^9$
Корпус с нижней плитой	АД-1	1,5		–
Протектор	САВ-1	0,7		–
Итого:		189,3	16,8	$1,4 \cdot 10^{12}$

Радиационное обследование реактора РФТ

В рамках подготовительного этапа было также проведено радиационное обследование реактора РФТ. Реактор РФТ являлся предшественником МР. Реактор для физических и технических исследований был введен в эксплуатацию в составе первой в СССР комплексной экспериментальной материаловедческой базы в апреле 1952 года. После 10-летнего периода интенсивной эксплуатации реактор РФТ в 1962 г. был остановлен и частично демонтирован, а рядом с ним в том же здании сооружен более мощный петлевой реактор МР.

В процессе вывода реактора из эксплуатации были демонтированы все рабочие каналы, петлевые каналы и вертикальные облучательные экспериментальные каналы, расположенные в активной зоне и отражателе реактора, трубопроводы первого контура системы охлаждения и его технологическое оборудование, оборудование контуров петлевых установок и т. д.

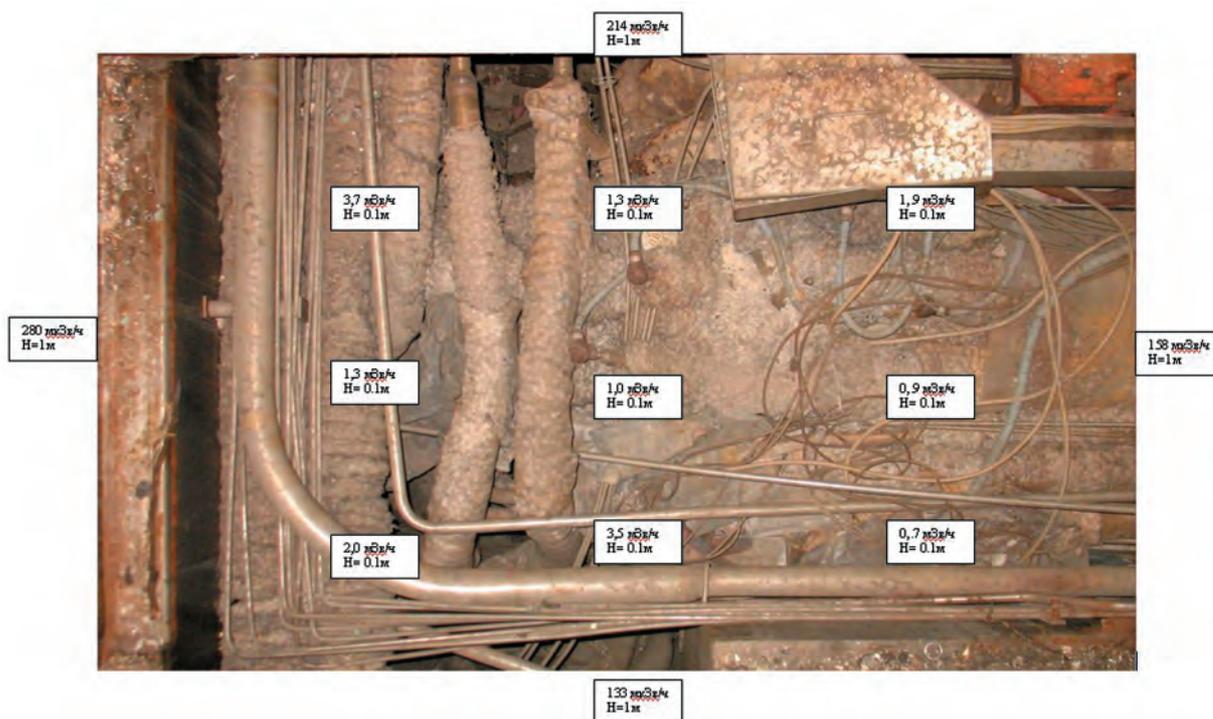


Рис. 4.5.3.2. Распределение активности по поднастильному пространству

В настоящее время не демонтированная часть реактора РТФ, а именно графитовая кладка активной зоны и отражателя, осталась в стальном штатном корпусе в реакторном зале МР. Сверху корпус залит слоем бетона, над которым имеется защита из стальных плит.

Продольный и поперечный разрез реактора РТФ представлен на рис. 4.5.3.4 и 4.5.3.5.



Рис. 4.5.3.3. Картограмма мощностей γ -излучения в поднастильном пространстве (значения мощности дозы на изолиниях даны в мЗв/ч)

В связи с невозможностью доступа в шахту реактора РТФ в реакторном зале была просверлена горизонтальная скважина через биологическую защиту внутрь шахты с помощью установки алмазного бурения (см. рис. 4.5.3.6). С помощью диагностического оборудования была проведена оценка радиационных полей внутри шахты, состава радионуклидов. С помощью видеотехники была выполнена фото- и видеосъемка внутреннего пространства шахты (см. рис. 4.5.3.7).

По результатам проведенных работ были уточнены

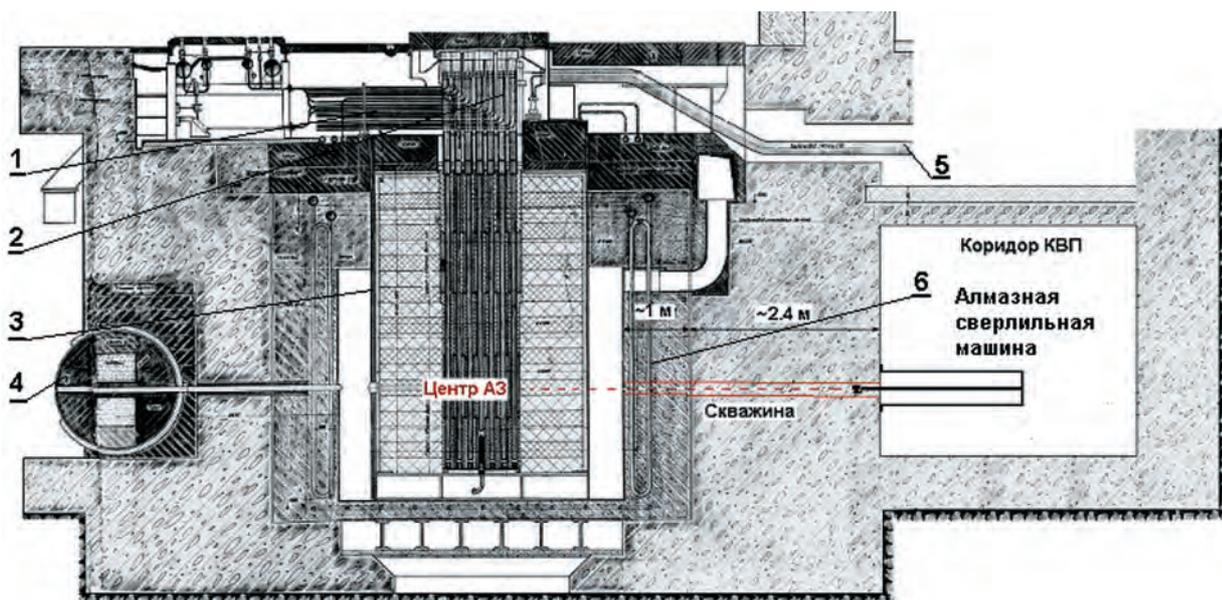


Рис. 4.5.3.4. Продольный разрез реактора РФТ: 1 — входные и выходные трубопроводы водяного охлаждения рабочих каналов; 2 — рабочие и петлевые каналы; 3 — стальной корпус; 4 — шибер; 5 — входные и выходные трубопроводы охлаждения петлевых каналов; 6 — система охлаждения бетона боковой защиты

данные о технологии консервации реактора и техническом состоянии конструкций шахты и корпуса реактора.

Особенность реактора РФТ состоит в том, что внутрикорпусные устройства расположены в ограниченном объеме шахты, в которой имеется высокий уровень γ -излучения (до 30 мЗв/час), обусловленный наличием в корпусе, изготовленном из нержавеющей стали, нуклида ^{60}Co , образовавшегося в результате активации нейтронами, и наличием графитовой кладки, загрязненной ^{137}Cs .

С использованием γ -спектрометрического комплекса проведены измерения удельной активности радионуклидов в корпусе реактора. Измерения проводились через пробуренную скважину в коридоре водяных петель.

Результаты измерений удельной активности радионуклидов в корпусе реактора показали, что активность определяется нуклидами ^{137}Cs (~108 Бк/кг) и ^{60}Co (~107 Бк/кг), при этом присутствие ^{60}Co обусловлено процессами активации материала металлического корпуса реактора, а присутствие ^{137}Cs свидетельствовало о загрязнении графита продуктами деления при аварийных ситуациях с разгерметизацией рабочих или петлевых каналов реактора.

Был проведен γ -каротаж скважины, результаты которого приведены на рис. 4.5.3.8.

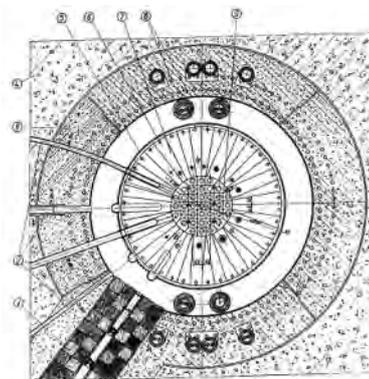


Рис. 4.5.3.5. Поперечное сечение реактора РФТ: 1- тепловая колонна; 2 — экспериментальные каналы; 3- защита из тяжелого бетона; 4 — защита из обычного бетона; 5 — стальной корпус реактора; 6 — каналы охлаждения отражателя; 7 — графитовые блоки отражателя; 8 — змеевики системы охлаждения; 9 — графитовые блоки кладки активной зоны реактора



Рис. 4.5.3.6. Установка алмазного бурения



Рис. 4.5.3.7. Съемка внутри шахты реактора

Начиная с расстояния 1 м от поверхности защиты, наблюдалось увеличение мощности доз, которое достигало максимальных значений на внутренней поверхности биологической защиты.

Мощность дозы в пространстве между корпусом реактора и биологической защитой реактора составила 27–32 мЗв/час, что находится в хорошем согласии с расчетными результатами.

Была выполнена расчетная оценка накопления радионуклидов в металлоконструкциях и в графите за счет активации. Результаты расчетных оценок приведены в таблицах 4.5.3.3–4.5.3.5.

Помимо помещений здания 37/1 проводилось радиационное обследование территории площадки реакторов МР и РТФ и санитарно-гигиеническое обследование грунта. Гамма-съемка производилась по параллельным профилям с расстоянием между профилями 5 м в контрольных точках (расстояние между точками 5 м).

Было проведено:

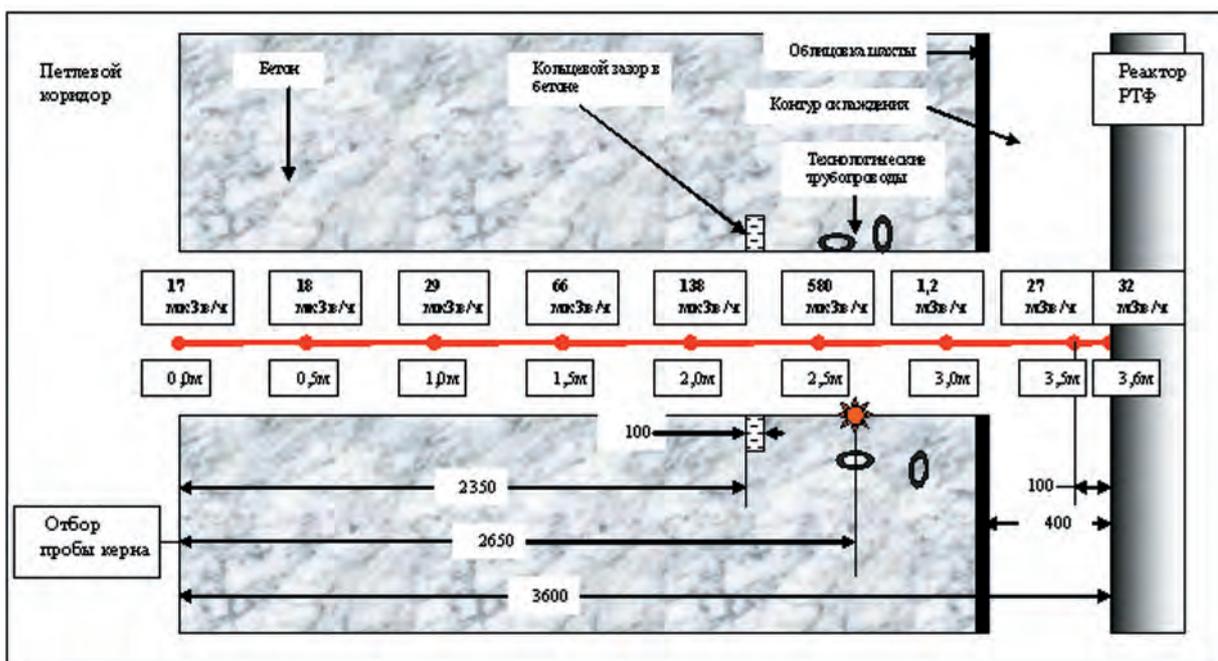


Рис. 4.5.3.8. Результаты γ -картажа скважины

- измерение мощности дозы γ -излучения в контрольных точках на высоте 0,1 м;
- измерение β -загрязнений поверхности почвы.

Результаты измерений сведены в карты распределения мощности эквивалентной дозы (МЭД) на высоте 0,1 м и распределения потока β -излучения от земной поверхности. Диапазон МЭД — 0,1–1,4 мкЗв/ч. Диапазон значений поверхностной β -загрязненности земли составил 0–5 част/см²/мин.

Таблица 4.5.3.3

**Оценка наведенной активности в нержавеющей конструкциях
внутрикорпусных устройств реактора РФТ**

№	Расстояние до пола под настилом, м	Уд. акт, кБк/кг
1	0	$2,2 \times 10^{-3}$
2	20	$2,2 \times 10^{-2}$
3	40	$2,2 \times 10^{-1}$
4	60	2,2
5	80	$2,2 \times 10^1$
6	100	$2,2 \times 10^2$
7	120	$2,2 \times 10^3$
8	140	$2,2 \times 10^4$
9	160	$2,2 \times 10^5$
10	180	$1,1 \times 10^6$
11	200	$1,1 \times 10^6$
12	2,20	$1,1 \times 10^6$
13	2,40	$1,1 \times 10^6$
14	2,60	$1,1 \times 10^6$
15	2,80	$1,1 \times 10^6$
16	3,00	$1,1 \times 10^6$
17	3,20	$1,1 \times 10^6$
18	3,40	$1,1 \times 10^6$
19	3,80	$1,0 \times 10^6$

Таблица 4.5.3.4

Накопление активности ¹⁴C в графитовых блоках

№	Расположение блоков в реакторе	Удельная активность, кБк/кг	Вес, т	Активность, Бк
1	В верхней части	$7,0 \times 10^{-6} - 7,0 \times 10^4$	17	$1,0 \times 10^{11}$
2	В нижней части	$7,0 \times 10^4$	17	$1,2 \times 10^{12}$
	Итого		34	$1,3 \times 10^{12}$

Таблица 4.5.3.5

Активность примесей в графитовых блоках

№	Расположение блоков в реакторе	Удельная активность ^{60}Co , кБк/кг	Вес, т	Активность, Бк
1	В верхней части	$0,1-1,0 \times 10^{-9}$	17	$2,0 \times 10^5$
2	В нижней части	0,1	17	$1,7 \times 10^6$
	Итого		34	$1,9 \times 10^6$

Удаление отработавшего топлива

Одной из стадий подготовки исследовательского реактора к выводу является стадия удаления отработавшего ядерного топлива из активной зоны. В 1996 г. из активной зоны и бассейна-хранилища реактора были выгружены отработавшие рабочие и петлевые тепловыделяющие сборки (ТВС), которые были помещены в «сухое» хранилище ОЯТ [6].

В ходе работ по разгрузке активной зоны реактора МР из-за опасений загрязнения помещений реактора радионуклидами ^{210}Po не была удалена тепловыделяющая сборка петлевой установки со свинцово-висмутовым теплоносителем (ПВМ). Место расположения канала петлевой установки ПВМ с облученной сборкой в активной зоне реактора представлено на рис. 4.5.3.9.

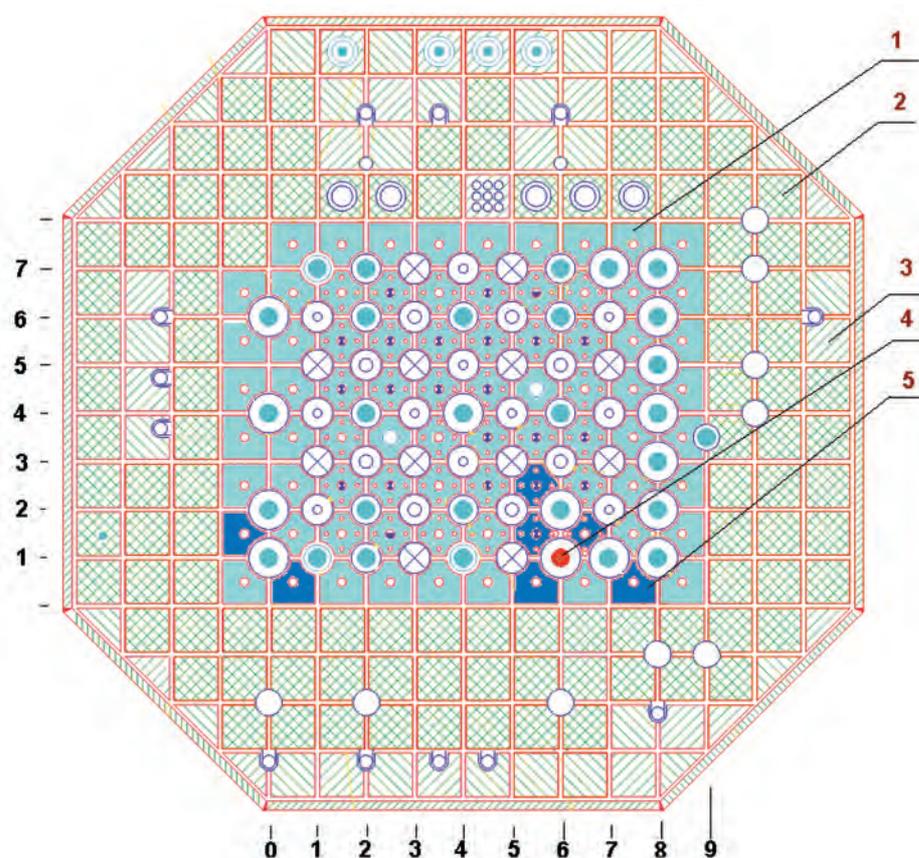


Рис. 4.5.3.9. Расположение тепловыделяющей сборки петлевой установки ПВМ: 1 — бериллиевые блоки, 2 — графитовые блоки, 3 — алюминиевые блоки, 4 — канал ПУ ПВМ, 5 — извлеченные бериллиевые блоки

Технология извлечения из активной зоны и удаление с площадки реактора облученной сборки, находящейся в канале петлевой установки с Рb-Вi теплоносителем, включала следующие этапы:

- отсоединение канала от петлевой установки;
- извлечение канала в сборе из активной зоны;
- отделение от канала подводящих и отводящих трубопроводов;
- отрезание верхней части канала;
- размещение нижней части с облученной сборкой в пенал;
- транспортировка пенала с облученной сборкой в сухое хранилище ОЯТ Центра.

Для обеспечения радиационного контроля при выполнении работ использовались средства дистанционной диагностики, установленные на робототехническом средстве «Brokk-180» [8–10]:

- «Гаммавизор» — для получения изображения активной части канала [11–12];
- дистанционно управляемый спектрометрический коллимированный детектор гамма-излучения «Гамма-локатор» с детектором CdZT — для получения спектральных характеристик γ -излучения [13–14];
- коллимированная дозиметрическая система — для измерения МЭД, видеосъемки и видеоконтроля за процессом разделки канала.

Обследование, проведенное с помощью видеотехники, показало, что доступ к каналу петлевой установки свободен и нет видимых препятствий для извлечения этого канала из активной зоны [15]. Для того чтобы извлечь канал из активной зоны, он должен быть отсоединен от входных и выходных трубопроводов петлевой установки. С помощью дистанционно управляемого средства «Brokk-260», оснащенного гидроножницами, производилась резка горизонтальных участков подводящих и отводящих трубопроводов петлевой установки ПВМ (см. рис. 4.5.3.10).



Рис. 4.5.3.10. Отсоединение канала от петлевой установки ПВМ

Технология фрагментации трубопроводов предусматривала пошаговый процесс — из трубопровода вырезается отрезок 30–40 см длиной и обследуется на наличие застывшего теплоносителя. После отсоединения канала от подводящих и отводящих трубопроводов петлевой установки была произведена выгрузка канала из бассейна реактора с помощью мостового крана. С помощью гидронежниц ДУМ производилось перекусывание трубопроводов термопар, верхнего и нижнего подводящего трубопровода (см. рис. 4.5.3.11).

Отсоединенный канал был перемещен в район камеры резки и установлен в вентилируемом боксе. После установки канала в бокс активная часть канала — нижние 2 метра — находилась в шахте транспортного люка камеры резки, ниже уровня пола реакторного зала (рис. 4.5.3.12).



Рис. 4.5.3.11. Отделение подводящих и отводящих трубопроводов от канала



Рис. 4.5.3.12. Технология резки канала со сборкой, установленной над горловиной транспортного люка камеры резки

На расстоянии 1 м от среза бетонного кольца бокса были установлены приборы контроля радиоактивных аэрозолей. Спектрометрический анализ фильтров производился ежедневно по окончании смены. На уровне верхнего среза бокса на корпус канала крепилась струбцина для фиксации/поворота канала при резке. Привод струбцины дистанционный, механический. Узел вращения привода размещен на конце 4 метровой штанги. С помощью отрезной машины канал разрезался на глубину 2–3 см, далее он поворачивался на 20–30°. После того как круговой рез замыкался, на подъемную скобу оголовка канала зацеплялся как электротали мостового крана, и внутренний чехол с облученной ТВС извлекался из канала ПУ (рис. 4.5.3.13).

Изъятый из петлевого канала внутренний чехол с облученной ТВС был загружен в специально изготовленный пенал из нержавеющей стали диаметром 110 мм. В реакторный зал был доставлен внутриобъектовый транспортный контейнер (ВТУК) хранилища ОЯТ Центра. В этот контейнер был загружен пенал с внутренним чехлом, в котором находилась облученная сборка, и контейнер был транспортирован в хранилище ОЯТ.

После выгрузки канала петлевой установки ПВМ с облученной сборкой были проведены спектрометрические исследования. Активность канала ПВМ измерялась спектрометром с полупроводниковым детектором на расстоянии 24,5 м с дополни-

тельным коллиматором $d=10$ мм. В результате проведенных спектрометрических измерений была сделана оценка активности радионуклидов в канале, которая показала наличие $^{137}\text{Cs} \sim 6,5 \cdot 10^{10}$ Бк и $^{60}\text{Co} \sim 4,5 \cdot 10^{11}$ Бк.

При проведении работ по демонтажу канала петлевой установки ПВМ проводилось измерение активности радионуклидов в воздушной среде реакторного зала. Результаты измерений объемной активности приведены в таблице 4.5.3.6.

Таблица 4.5.3.6

Результаты измерений объемной активности в Центральном зале реактора при проведении демонтажа канала петлевой установки ПВМ

№	Вид работ	Объемная активность, Бк/м ³	
		¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co
1	Резка подводящих и отводящих трубопроводов канала	26	53
2	Резка внешней трубы канала	0,4	0,2

Из данных, приведенных в таблице, следует, что наиболее опасной с точки зрения загрязнения воздушной среды является операция по резке подводящих и отводящих трубопроводов, внутренняя поверхность которых была загрязнена радионуклидами, так как контактировала с загрязненным теплоносителем. Кроме того, резка отводящих и подводящих трубопроводов проводилась непосредственно в зале реактора.

Существенно меньшее загрязнение воздушной среды зала реактора при резке внешней трубы канала было обусловлено тем, что воздух из зоны реза всасывался в камеру резки, поэтому основная часть образующихся радиоактивных аэрозолей не попадала в воздушную среду зала реактора.

Разработка проекта вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ

В 2008 г. в НИЦ «Курчатовский институт» был разработан проект «Вывода из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ Федерального государственного учреждения Российский научный центр «Курчатовский институт». Получено положительное заключение ФГУ «Главгосэкспертиза России» и положительное заключение Государственной экологической экспертизы. Проект утвержден Федеральным агентством по науке и инновациям.

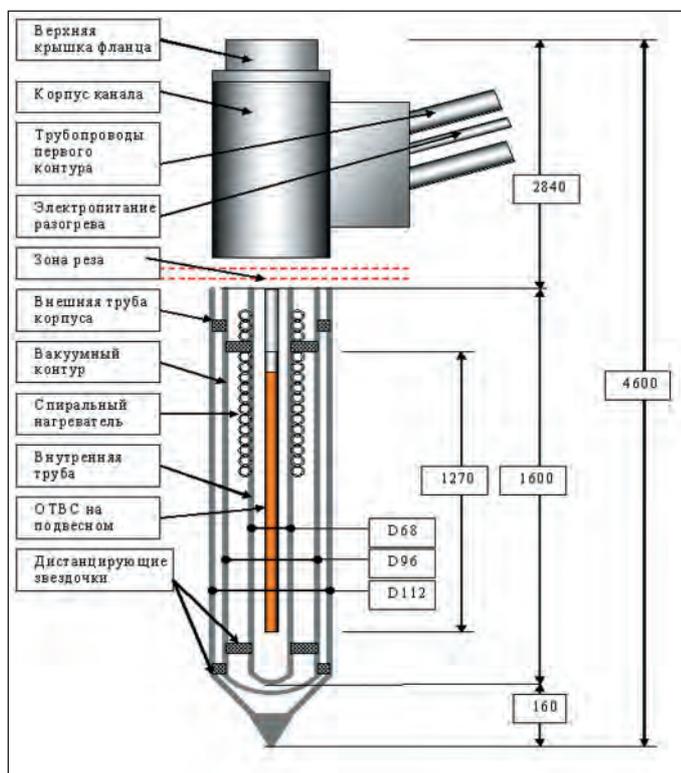


Рис. 4.5.3.13. Схема разборки канала с облученной ТВС

В соответствии с проектом конечное состояние реактора МР — объект радиационно-технологического назначения («коричневая лужайка»), предполагает его ограниченное использование (персоналом группы Б). В связи с наличием необходимой инфраструктуры планировалось использование реакторного зала для обращения с облученным топливом реакторных установок Центра с целью проведения работ по вывозу ОЯТ из Центра (характеризация, переупаковка в транспортные пены, загрузка в транспортные контейнеры (ТУК)).

Выбор демонтажных технологий, определенных проектом, осуществлялся исходя из основополагающих принципов обеспечения безопасности при проведении работ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных установок — не превышения регламентируемых Нормами радиационной безопасности основных пределов доз облучения работников (персонала) и населения, нормативов по выбросу (сбросу) радиоактивных веществ и снижения радиационного воздействия ИЯУ на работников (персонал), население и окружающую среду до минимальных разумных значений с учетом санитарно-гигиенических нормативов, экономических и социальных факторов.

Специфические факторы реакторов МР и РФТ такие, как высокие уровни излучения от оборудования в технологических помещениях (до 20 мЗв/ч), насыщенность технологических помещений оборудованием (см. рис. 4.5.3.14), определили выбор технологий проведения демонтажных работ [1, 16–20]. Для помещений, в которых расположено незагрязненное оборудование реактора и петлевых установок, проце-

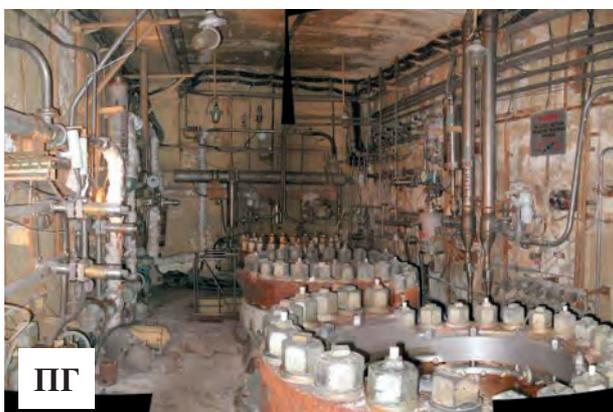


Рис. 4.5.3.14. Технологические помещения петлевых установок ПГ, ПВУ, ПВО, АСТ

дура демонтажа не требует применения специализированных технологий и оборудования. Для проведения демонтажных работ в этих помещениях будут использованы как «огневые» (плазменная, ацетиленокислородная, контактно-дуговая резка), так и «холодные» методы резки.

Для помещений, насыщенных загрязненным оборудованием, запланировано применение специализированных технологий, позволяющих, с одной стороны, обеспечить минимальное время работы персонала в поле радиационного излучения для снижения дозовых нагрузок, с другой, обеспечить минимальное радиационное воздействие проводимых демонтажных работ на население и окружающую среду. Планируется применять дистанционно-управляемые механизмы (BROKK), оператор которых может располагаться в радиационно-безопасном месте, и управлять этими механизмами, используя мониторы видеосистемы. Дозовые нагрузки на персонал при этом будут в 10–100 раз меньше по сравнению с традиционными методами работы.

Все объекты демонтажа были условно разделены на три категории, требующие схожих демонтажных технологий.

К первой категории относится оборудование контуров охлаждения реакторов и петлевых установок, расположенное вне бассейна реактора МР и шахты реактора РТФ. Демонтаж оборудования этой категории будет осуществляться с использованием дистанционно-управляемых механизмов, оснащенных различными насадками. Потребуется увеличение проемов в технологических помещениях для доставки техники в эти помещения и удаления контейнеров с РАО.

Ко второй категории относится оборудование, находящееся в бассейне реактора МР. Это оборудование будет демонтироваться в бассейне под слоем воды. В связи с этим предусмотрено использование дистанционно-управляемой механической руки-манипулятора, установленной на специальной платформе.

К третьей категории были отнесены внутрикорпусные устройства, находящиеся в шахте реактора РТФ. Для демонтажных работ, связанных с извлечением графитовой кладки и разрезанием корпуса реактора, предусмотрено применение дистанционно-управляемой механической руки-манипулятора, устанавливаемой на специально спроектированной платформе. Планируется после выгрузки графитовых блоков провести демонтаж корпуса реактора методом резки в воздушной среде крупных фрагментов корпуса с последующей фрагментацией на транспортабельные части в бассейне выдержки под слоем воды.

Помимо перечисленных демонтажных работ на заключительной стадии работ по проекту предусмотрена дезактивация технологических помещений и реабилитация территории.

Радиоактивные отходы

По результатам обследования радиационной обстановки в технологических помещениях контура охлаждения, петлевых установок реактора МР и анализа весогабаритных характеристик обследованного оборудования реактора и его петель в рамках проекта были выполнены оценки количества ТРО, образующихся при проведении демонтажных работ, в зависимости от уровня мощности дозы гамма-излучения.

Результаты оценок объемов ТРО, образующихся при проведении демонтажных работ, приведены в таблице 4.5.3.7.

Таблица 4.5.3.7

Объем твердых РАО, образующихся при проведении демонтажных работ

Этап	Демонтажные работы	Объем РАО, м ³	По категориям ОСПОРБ-99:		
			НАО	САО	ВАО
1 (2008– 2010 гг.)	1. Демонтаж петлевых каналов в бассейне-хранилище;	36,0	28,8	7,2	—
	2. Реконструкция систем обеспечения	200,0	200,0		
2 (2011– 2012 гг.)	Демонтаж оборудования и трубопроводов контуров охлаждения и петлевых установок	1067,5	810,2	253,8	3,5
3 (2013– 2014 гг.)	1. Демонтаж внутрикорпусных устройств МР и оборудования в поднастильном пространстве реакторного зала	243,5	223,3	20,2	—
	2. Демонтаж внутрикорпусных устройств РТФ	140,1	132,5	7,7	—
4 (2015 г.)	Дезактивация помещений и реабилитация площадки	73,0	73,0	—	—
Всего:		1760,2	1467,8	288,9	3,5

По оценкам в соответствии с классификацией твердых РАО в зависимости от их удельной активности (ОСПОРБ-99-2010) при выводе из эксплуатации реакторов МР и РТФ будут образовываться твердые РАО, относящиеся в основном к категориям среднеактивных и низкоактивных, в объеме ~300 и ~1500 м³ соответственно.

При этом суммарная активность ТРО, образующихся при демонтаже оборудования реакторов и петлевых установок, составит $\sim 1,0 \cdot 10^{14}$ Бк (~ 2700 Ки).

Инвентаризация и характеристика высокоактивных пеналов при обследовании приреакторного хранилища РАО

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

В рамках радиационного обследования реактора МР было проведено обследование приреакторного хранилища радиоактивных отходов (хранилища СУЗ), расположенного в юго-восточной части центрального зала реактора. По своей конструкции хранилище представляет собой 30 цилиндрических ячеек, расположенных вертикально в 3 ряда (по 10 ячеек в ряду) и размещенных в бетонном массиве ниже уровня пола центрального зала реактора. Согласно архивным данным, в это хранилище были помещены 26 отработавших опытных ТВС типа ВВЭР, РБМК и транспортных установок.

При обследовании хранилища использовались штатные дозиметрические приборы, а также измерительный комплекс «Гамма-пионер», дополненный телекамерами,

и «Гамма-локатор», которые были размещены на стреле дистанционно управляемого механизма «Brokk-90» (рис. 4.5.3.15) [8–14].

В центральном зале реактора было проведено вскрытие и удаление бетонного перекрытия хранилища, оценена радиационная обстановка и визуальным образом обследованы защитные пробки над ячейками хранилища.

В процессе обследования осуществлялась видеофиксация изделий, извлеченных из ячеек хранилища (рис. 4.5.3.16), при радиационном обследовании проводились измерения мощности дозы γ -излучения и распределения активности по их высоте (рис. 4.5.3.17).

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



Рис. 4.5.3.15. Обследование приреакторного хранилища РАО с помощью измерительного комплекса «Гамма-пионер»



Рис. 4.5.3.17. Обследование содержимого ячеек хранилища СУЗ с помощью измерительного комплекса «Гамма-пионер»



Рис. 4.5.3.16. Внешний вид некоторых изделий, извлеченных из ячеек хранилища РАО



4.5.4. Демонтаж оборудования петлевых установок реактора МР и удаление высокоактивных объектов из бассейна-хранилища

В 2011 г. после получения лицензии на вывод из эксплуатации реакторов МР и РФТ начались работы по демонтажу реакторного оборудования.

Оборудование петлевых установок было расположено в подвальных помещениях здания реактора МР и имело достаточно высокие уровни загрязнения — мощность эквивалентной дозы в отдельных помещениях достигала 20 мЗв/ч. В 2012 был начат демонтаж оборудования петлевых установок и 3 из них были ликвидированы [21]. В следующем году завершена ликвидация оставшихся 6 установок.

Помимо этого в рамках подготовки к демонтажу активной зоны реактора были выполнены работы по удалению из бассейна выдержки высокоактивных элементов реактора и бериллиевых блоков. Бериллиевые блоки, являвшиеся конструктивными элементами активной зоны, были упакованы и удалены: часть на накопительную площадку, а часть размещены в хранилище высокоактивных отходов Центра для выдержки и дальнейшей отправки на длительное хранение.

Операции по демонтажу оборудования и обращению с РАО выполнялись дистанционно управляемыми механизмами (ДУМ) «Брокк», идентификацию наиболее интенсивно излучающих частей осуществляли радиометрическими и спектрометрическими методами с помощью таких систем, как «Гамма-пионер», «Гамма-локатор» и «Гаммавизор» [8–14]. Сортировка отходов по уровням активности и выбор транспортных контейнеров выполнялись с применением специальных методик в пункте выходного контроля с помощью полупроводниковых спектрометрических измерительных систем. Использование робототехнических средств позволяло существенно снизить дозовые нагрузки на персонал, задействованный в работах, т. к. он располагался за защитными сооружениями вне зон высоких радиационных полей. Для снижения объемной активности аэрозолей в воздухе рабочих зон использовались технологии пылеподавления и постоянный радиационный контроль, что дало возможность избежать загрязнения окружающей среды и не допустить значительных выбросов радионуклидов при фрагментации и демонтаже оборудования.

Технологии демонтажа оборудования петлевых установок

Петлевые установки реактора МР располагались в подвальных помещениях здания реактора 37/1.

Каждая из петлевых установок имела свою специфику. На момент начала работ по выводу из эксплуатации реактора МР трубопроводы некоторых установок были заполнены теплоносителем. Демонтаж установок имел ряд особенностей, которые оказали существенное влияние на ход работ: технологические помещения петлевых установок реактора характеризовались высокой насыщенностью оборудованием, в состав установок входило как крупно-, так и малогабаритное оборудование, уровни излучения в технологических помещениях установок менялись в широких пределах от нескольких мкЗв/ч до 20 мЗв/ч, для удаления демонтированного оборудования из помещений петлевых установок пришлось разрабатывать специальные маршруты транспортировки и делать технологические проемы в строительных конструкциях здания реактора, расположение здания реактора вблизи периметра Центра требовало применения технологий демонтажа, не приводящих к существенному радиоактивному загрязнению воздушной среды.

На подготовительной стадии были расширены проемы дверей и люков подвальных помещений здания реактора, организованы дополнительные проходы между помещениями и этажами для доставки спецтехники и контейнеров, а также удаления упакованных РАО;

Демонтаж оборудования включал в себя:

- резку оборудования и трубопроводов с теплоносителем;
- демонтаж и удаление электрооборудования и кабелей, как силовых, так и диагностических. Для уменьшения загрязнения воздушной среды все работы проводились с использованием связующих и пылеподавляющих составов.

Фрагменты демонтированного оборудования и трубопроводов в основном представляли собой радиоактивные отходы низкого уровня удельной активности, часть из них после дезактивации была возвращена в производственный цикл в виде металлолома.

При выполнении отдельных видов работ мощность дозы γ -излучения достигала:

- при демонтаже трубопроводов систем охлаждения петель — (1–10) мЗв/ч;
- при демонтаже оборудования самих петлевых установок — до 20 мЗв/ч.

Столь высокие уровни мощности дозы в зонах работ потребовали применения предварительного обследования оборудования с помощью радиометрических и спектрометрических средств дистанционной диагностики [22]. Помещения перед началом работ сканировались «Гамма-локатором» и «Гаммавизором» для выявления наиболее интенсивно излучающих частей оборудования. Измерения показали наличие неоднородного загрязнения оборудования, основными γ -излучающими радионуклидами, присутствующими внутри оборудования, являлись ^{137}Cs и ^{60}Co . При этом наиболее загрязненные участки радионуклидом ^{137}Cs не совпадали с участками наибольшей активности ^{60}Co (см. рис.4.5.4.1) [23]. При работах в технологических помещениях петлевых установок применялась технология последовательного демонтажа оборудования с помощью дистанционно управляемых механизмов «Брокк» [24–25]. Однако в некоторых помещениях сильное загрязнение оборудования носило локальный характер, и удаление загрязненных участков снижало существенно мощность дозы в этом помещении. В соответствии с полученным распределением активности демонтаж начинали с этих участков, переходя в дальнейшем к менее загрязненному оборудованию.

Из соображений доступности было решено начать работы с ликвидации петлевых установок ПГ, ПОВ и ПВО [23].

Для доступа механизмов «Брокк» в подвальные помещения с помощью систем алмазной резки в строительных конструкциях вырезались проемы, обеспечивающие

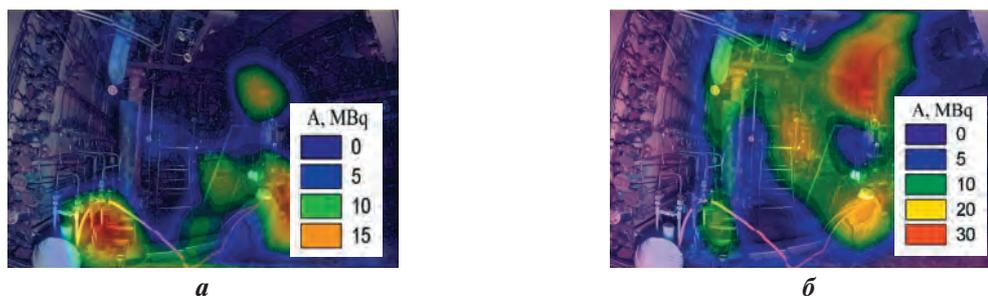


Рис. 4.5.4.1. Распределение радионуклидов в отдельных помещениях:
а — распределение ^{60}Co ; б — распределение ^{137}Cs

проход таких мощных средств, как «Брокк-400». После расширения старых и организации новых проемов ослабленные бетонные перегородки усиливались металлоконструкциями и обрамлялись защитными покрытиями. Эти же проемы использовались для удаления контейнеров с РАО. Использование набора механизмов от «Брокк-90» до «Брокк-400» позволяло выполнять широкий набор операций. Демонтаж оборудования выполнялся, в основном, методами холодной резки. Дистанционно управляемые механизмы имели большой набор легкосменных навесных устройств с различными режущими инструментами. Операторы дистанционно управляемых механизмов располагались во внешних, предварительно дезактивированных помещениях, а все операции внутри технологических помещений выполняли робототехнические средства. Для снижения объемной активности аэрозолей в зонах работ использовались полимерные покрытия стен, полов и потолков помещения, что препятствовало образованию радиоактивных аэрозолей.

Демонтаж оборудования петлевых установок осуществлялся в соответствии со следующей последовательностью. Средство «Брокк» через проем доставлялось в помещение и с помощью гидравлических ножниц последовательно фрагментировало трубопроводы и кабельные трассы, расположенные внутри помещения. Фрагменты оборудования и трубопроводов сортировались радиометрическими методами по уровню активности и размещались в контейнеры. Металлические легко дезактивируемые части отправлялись на участок дезактивации, а заполненный контейнер с РАО отправлялся на пункт выходного радиометрического контроля для определения нуклидного состава, суммарной и удельной активности отходов.

Крупногабаритное слабоактивное оборудование удалялось из помещения целиком робототехническими средствами «Брокк-400», затем грузоподъемными механизмами и автопогрузчиками на пункты дезактивации. Пункты дезактивации, выходного радиометрического контроля и накопительная площадка РАО находятся на площадке бывших хранилищ РАО, прилегающей непосредственно к зданию реактора.

В результате работ в 2012–2013 г. демонтировано оборудование всех петлевых установок, от оборудования освобождено 30 помещений, на накопительную площадку направлено 573 т отходов, из них более 455 т удалено на длительное хранение как радиоактивные отходы. Демонтаж оборудования позволил снизить МЭД в помещениях с 5–10 мЗв/ч до 0,01–0,03 мЗв/ч.

Удаление высокоактивных элементов и бериллиевых блоков из бассейна выдержки

Бассейн выдержки был предназначен для временного хранения выгруженных из активной зоны петлевых каналов, бериллиевых и графитовых блоков. Документальная информация о наличии в бассейне выдержки радиационно опасных объектов отсутствовала. Наличие в бассейне большого количества высокоактивных петлевых каналов с подводными и отводящими трубопроводами не позволяло провести его обследование с идентификацией всех находящихся там радиоактивных объектов. После выгрузки из него около 160 каналов петлевых установок стало возможным проведение визуального обследования объектов, хранящихся на дне бассейна (см. рис.4.5.4.2).

Визуальное обследование показало, что кроме стапеля с облученными бериллиевыми блоками на дне бассейна находится множество объектов разной формы и габаритов. По результатам визуального обследования был разработан регламент обращения с радиоактивными объектами, и были выполнены работы по удалению бериллиевых блоков и высокоактивных элементов из бассейна выдержки.

Обращение с облученными бериллиевыми блоками и радиоактивными объектами проводилось по схеме, приведенной на рис. 4.5.4.3. Для проведения работ по удалению радиационно опасных объектов и бериллиевых блоков были подготовлены три типа контейнеров: КРАД-1.3, КРАД-3.0, НЗК-150-1.5П.

Извлечение радиоактивных объектов из бассейна выдержки осуществлялось штатным инструментом — захватами, пинцетами, цанговыми захватами для систем извлечения и перемещения блоков. Зоны работ под водой были освещены подводными светильниками на штангах длиной 3–6 метров. Контроль дистанционно выполняемых операций и хода измерений радиационных характеристик извлекаемых из бассейна объектов осуществлялся с помощью стационарной видеосистемы, измерительных комплексов «Гамма-пионер», «Гамма-локатор» и стационарного дозиметра (см. рис. 4.5.4.4) [8–14, 23].

Работы по обращению с радиационно опасными объектами, находившимися в бассейне выдержки, проводились по технологии обращения с высокоактивными отходами, которая была отработана при инвентаризации хранилищ высокоактивных отходов — хранилище № 7, хранилище СУЗ и др. [11]. Внутри бассейна размещали светильники освещения, а на срезе — установку распыления WAGNER таким образом, чтобы направление распыления воды при подцеплении и извлечении краном радиоактивного объекта из бассейна было направлено в воду.

Высокоактивный объект извлекался на поверхность с помощью электротали мостового крана и вывешивался над бассейном-хранилищем, и проводилось измерение его радиационных характеристик, включая спектрометрические измерения. Все объекты измерялись в одной геометрии в заранее определенном месте на фиксированном расстоянии от детекторов. Работы выполнялись дистанционно, оперативный персонал располагался вне реакторного зала за биологической защитой.

Измерение радиационных характеристик бериллиевых блоков включало измерение мощности дозы в центре блока на расстоянии 100 см от него, проведение спектральных исследований с помощью «Гамма-локатора», а также получение γ -изображения блока с помощью «Гаммавизора».

Было обследовано 11 блоков из бассейна-хранилища и 7 блоков из активной зоны реактора. Результаты спектрометрических измерений показали, что основным

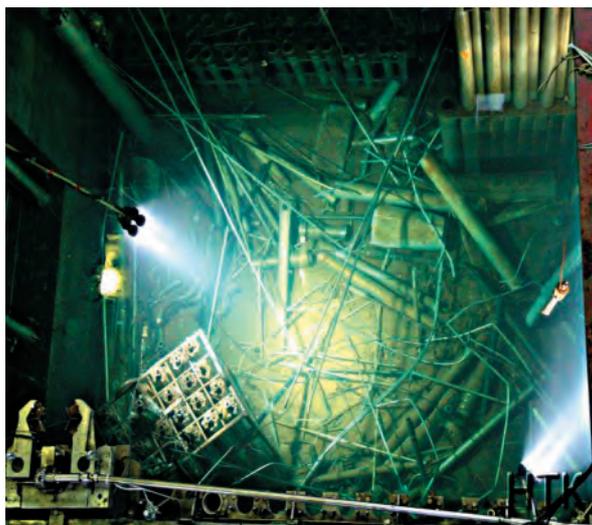


Рис. 4.5.4.2. Радиоактивные объекты на дне бассейна-хранилища после выгрузки каналов петлевых установок

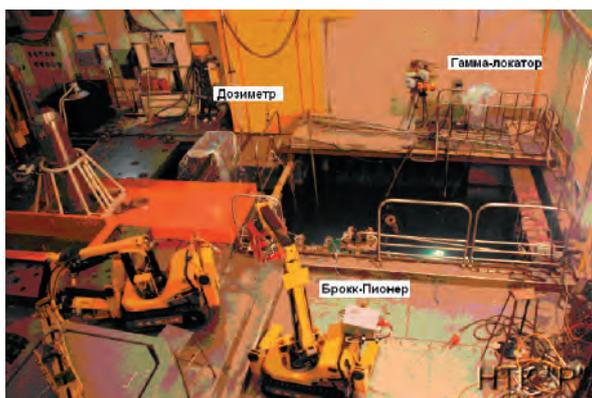


Рис. 4.5.4.4. Радиометрическое обследование объектов, извлекаемых из бассейна выдержки

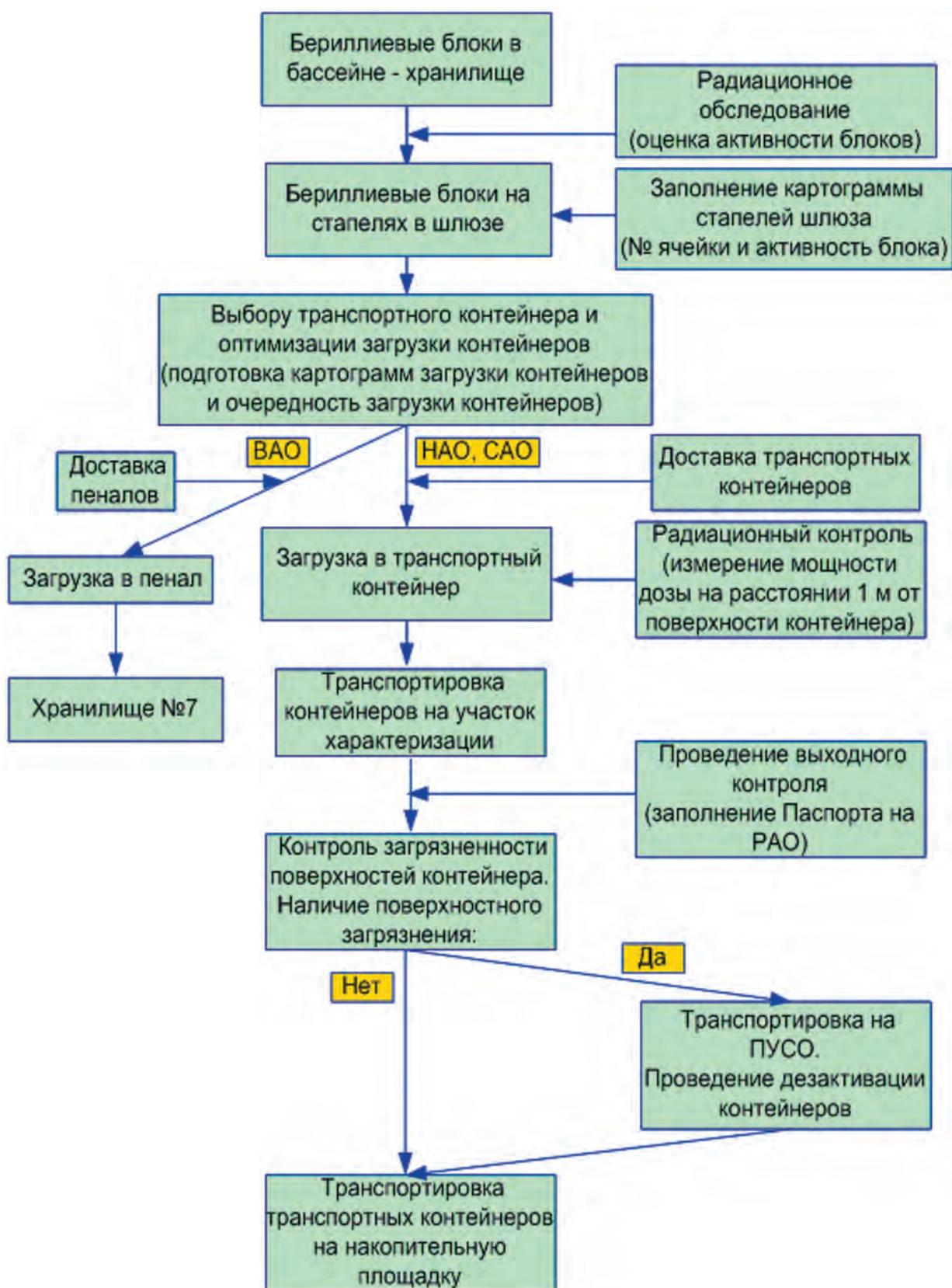


Рис. 4.5.4.3. Схема обращения с облученными бериллиевыми блоками

γ -излучающим радионуклидом является ^{60}Co , активность ^{137}Cs на порядок меньше активности ^{60}Co .

Активность по длине блоков распределена не равномерно, максимум излучения приходится на центральные зоны блока. В качестве примера на рис. 4.5.4.5 приведено γ -изображение одного из блоков, полученное с помощью «Гаммавизора».

Такое распределение активности согласуется с распределением нейтронного потока в активной зоне. Меньшие значения активности блоков из бассейна-хранилища по сравнению с блоками из активной зоны соответствуют временам выдержки этих блоков в хранилище. Данные, полученные в результате обследования бериллиевых блоков, являются основой для принятия решений по выбору технологий и методов обращения с ними в процессе работ по выводу из эксплуатации реактора МР.

По аналогичной технологии обследовали каналы петлевых установок, располагавшихся в бассейне выдержки (см. рис. 4.5.4.6). Мощность дозы в угле коллимации системы «Гамма-пионер» позволяет определить распределение активности по длине в случае простого нуклидного состава загрязнения.

Для всех радиоактивных объектов, кроме бериллиевых блоков, проводились измерения мощности эквивалентной дозы (МЭД) γ -излучения от извлекаемого объекта на расстоянии 1 м и наличия урана в составе объекта [26, 27]. Для бериллиевых блоков измерялась только МЭД. После измерения облученный бериллиевый блок размещался в свободной ячейке стапеля в шлюзе, номер ячейки и результаты радиационного обследования фиксировались в оперативном журнале. Другие объекты



Рис. 4.5.4.5. Гамма-изображение бериллиевого блока, полученное «Гаммавизором»

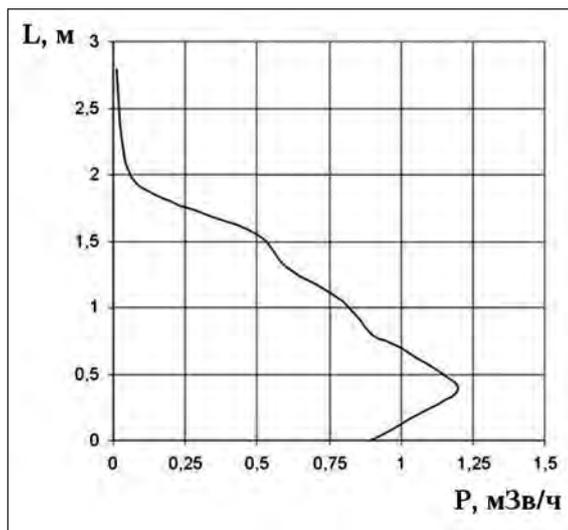
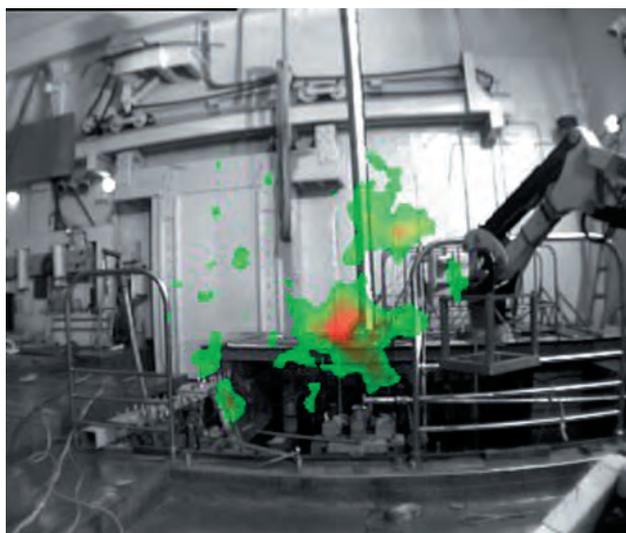


Рис. 4.5.4.6. Гамма-изображение канала и распределение по его длине мощности эквивалентной дозы в угле коллимации устройства Гамма-пионер

в зависимости от их суммарной активности загружались в транспортные контейнеры НЗК-150-1.5П, КРАД-1.3 и КРАД-3.0 или в пеналы для перемещения в хранилище высокоактивных отходов Центра.

Как отмечено на схеме (рис. 4.5.4.3), для высокоактивных бериллиевых блоков было предусмотрено два варианта обращения с ними. Блоки с активностью более



Рис. 4.5.4.7. Отделение алюминиевого хвостовика бериллиевого блока

10^{11} Бк загружаются в металлические пеналы, которые размещаются на временное хранение в свободных ячейках ($\varnothing 416$) хранилища № 7. Блоки активностью менее 10^{11} Бк загружались в контейнеры НЗК с дополнительной защитой.

После удаления со дна бассейна выдержки наиболее интенсивно излучающих фрагментов для снижения объема средне- и высокоактивных отходов бериллиевые блоки, оставленные в стапеле, фрагментировали. Прежде всего, отрезали хвостовик из алюминия, имеющий существенно меньшую активность (рис. 4.5.4.7).

От бериллиевых блоков, относящихся к высокоактивным отходам, с помощью «BROKK-90», оснащенного гидронужницами, отделялось подвесное устройство, а затем он помещался в пенал, размещенный в свинцовом перегрузочном контейнере (см. рис. 4.5.4.8). Пенал закрывался крышкой, и контейнер перемещался в хранилище №7, где пенал перегружался в свободную ячейку (см. рис. 4.5.4.9).

Блоки активностью менее 10^{11} Бк фрагментировали на более мелкие части. Для предотвращения разлета фрагментов при разделке бериллиевый блок размещался в прочный чехол. В процессе фрагментации блока проводилось пылеподавление с использованием агрегата безвоздушного распыления WAGNER.

При разделке на верхнюю часть бериллиевого блока дистанционно надевался прочный чехол. Размещенный в чехле блок переносился к контейнеру НЗК с бетонным кольцом и вывешивался по центру кольца (рис. 4.5.4.10). Фрагментация блока выполнялась в нескольких местах дистанционно управляемым механизмом «Brokk-



Рис. 4.5.4.8. Загрузка радиоактивных объектов в транспортный и свинцовый контейнеры



Рис. 4.5.4.9. Транспортировка свинцового перегрузочного контейнера в хранилище №7

330» установленными на нем гидронежниками. Фрагменты блока опускались внутрь бетонного кольца, размещенного внутри контейнера НЗК-150-1.5П. При проведении работ постоянно проводился контроль объемной активности воздушной среды в помещении. В случае необходимости в качестве дополнительной защиты использовалась засыпка в виде чугунной дроби или песка между бетонным кольцом и корпусом контейнера. После полной загрузки контейнер закрывался крышкой и транспортировался на участок выходного контроля. После измерения МЭД в контрольных точках на поверхности контейнера и его суммарной и удельной активности на пункте выходного контроля контейнер транспортировался на площадку временного хранения транспортных контейнеров, загруженных РАО, — здание 94 (см. рис. 4.5.1.3), где с помощью автокрана загружался внутрь здания.



Рис. 4.5.4.10. Фрагментация высокоактивных бериллиевых блоков с загрузкой в контейнеры НЗК-150-1.5П

В процессе извлечения и радиационного обследования все радиоактивные объекты, выгруженные из бассейна выдержки, сортировались и в соответствии с суммарной активностью размещались в следующие контейнеры:

- **слабоактивные объекты, имеющие активность ^{60}Co не более $3 \cdot 10^8$ Бк**, загружались в контейнеры КРАД-1.3 и КРАД-3.0;
- **среднеактивные объекты с активностью до $3 \cdot 10^9$ Бк** загружались в контейнеры НЗК-150-1.5П;
- **объекты с активностью в диапазоне $3 \cdot 10^9$ – $5 \cdot 10^{10}$ Бк** загружались в контейнеры НЗК-150-1.5П с дополнительной защитой. Оценка толщины и состав дополнительной защиты определялись на основе результатов расчета МЭД в модели контейнера, учитывающей реальную геометрию контейнера и защиты в предположении равномерного распределения активности внутри бетонного кольца;
- **объекты с активностью более $5 \cdot 10^{10}$ – 10^{11} Бк** загружались в фрагментированном виде в контейнеры НЗК-150-1.5П с дополнительной защитой.

- *объекты с активностью более 10^{11} Бк* загружались в металлические пеналы, которые размещались на временное хранение в свободных ячейках (Ø416) хранилища №7.

Транспортные контейнеры до отправки на длительное хранение в спецпредприятие размещались на временное хранение на накопительной площадке. В здании 94 предусмотрена возможность размещения ~250 контейнеров типа КРАД-2.7 или 230 контейнеров типа НЗК-150-1.5П.

Здание 94 представляет собой сооружение, внутренние размеры которого составляют 13500×10000 мм. Стены сложены из бетонных блоков, толщина которых выше уровня земли составляет 60 см и ниже уровня земли — 120 см. Сверху сооружение накрывается съёмной крышей.

В соответствии с нормативными требованиями мощность дозы на расстоянии 1 м от поверхности транспортного контейнера не должна превышать 0,1 мЗв/час. В настоящий момент здание почти полностью заполнено транспортными контейнерами в РАО. Для оценки воздействия накопительной площадки на МЭД на близлежащих территориях была разработана программа расчета МЭД с учетом рассеяния фотонов в воздухе и реальной геометрии здания 94. Результаты расчетов показали, что на границе санитарно-защитной зоны Центра МЭД от контейнеров, расположенных в здании 94, в ~30 раз ниже естественного фона.

В результате работ извлечено, фрагментировано и упаковано более 160 каналов петлевых установок, суммарной активностью: 34,0 ТБк по ^{60}Co и 8,0 ТБк по ^{137}Cs .

Из бассейна выдержки удалено 28 бериллиевых блоков, которые были загружены в транспортные контейнеры и пеналы:

- 3 блока из шлюза бассейна помещены в пеналы, загруженные на временное хранение в ячейки хранилища №7;
- 25 блоков загружены в пять контейнеров НЗК-150-1.5П с размещением в них дополнительной защиты в виде бетонных колец и низкоактивных отходов в виде засыпки из чугуновой дроби и песка.

Радиоактивные объекты, извлеченные из бассейна-хранилища, загружены в 2 контейнера КРАД-3.0 и 5 контейнеров НЗК-150-1.5П для транспортировки на спецпредприятие и 7 пеналов для размещения в хранилище №7.

При выполнении отдельных видов работ в этих помещениях мощность дозы γ -излучения составляла следующие значения:

- при резке каналов, их фрагментации и упаковке в контейнеры — (1–1,5) Зв/ч;
- при демонтаже трубопроводов поднастильного пространства — (1–10) мЗв/ч;
- при демонтаже трубопроводов на антресолях коридоров водяных петель КВП 1–3 (трубный коридор) — (1–10) мЗв/ч;
- при загрузке РАО в хранилище высокоактивных отходов №7 — 50 мЗв/ч;
- при демонтаже оборудования петлевых установок — до 20 мЗв/ч [23].

В соответствии с положениями НРБ-99/2009, допустимой мощностью дозы γ -излучения принимается 12 мкЗв/ч. Мощность дозы γ -излучения при производстве работ в непосредственной близости от загрязненного оборудования превышает допустимые значения на 3–6 порядков. Столь высокие уровни мощности дозы требуют применения технологий, существенно ограничивающих время нахождения персонала в этих зонах.

Применение дистанционно управляемых средств позволило выполнить большой объем демонтажных работ с соблюдением всех нормативов по обеспечению ра-

радиационной безопасности персонала, населения близлежащих городских районов и объектов окружающей среды.

Для обоснования и оценки эффективности использования дистанционно управляемых робототехнических средств при проведении радиационно опасных работ, которая определяется степенью снижения уровня облучения персонала с и без использования дистанционно управляемых механизмов, был выполнен анализ дозовых нагрузок на персонал при проведении демонтажа радиационно опасных работ на реакторе МР.

Оценка дозовых нагрузок на персонал при проведении демонтажных работ на реакторе МР производилась с учетом длительности и последовательности проводимых операций в каждом конкретном помещении, как подготовительных, связанных с монтажом (демонтажом) телесистем, подготовкой оборудования и робототехники, так и непосредственно демонтажных работ.

Результаты проведенного сравнения дозовых нагрузок при выполнении работ по выводу из эксплуатации с и без использования ДУМ приведены на рис. 4.5.4.11.

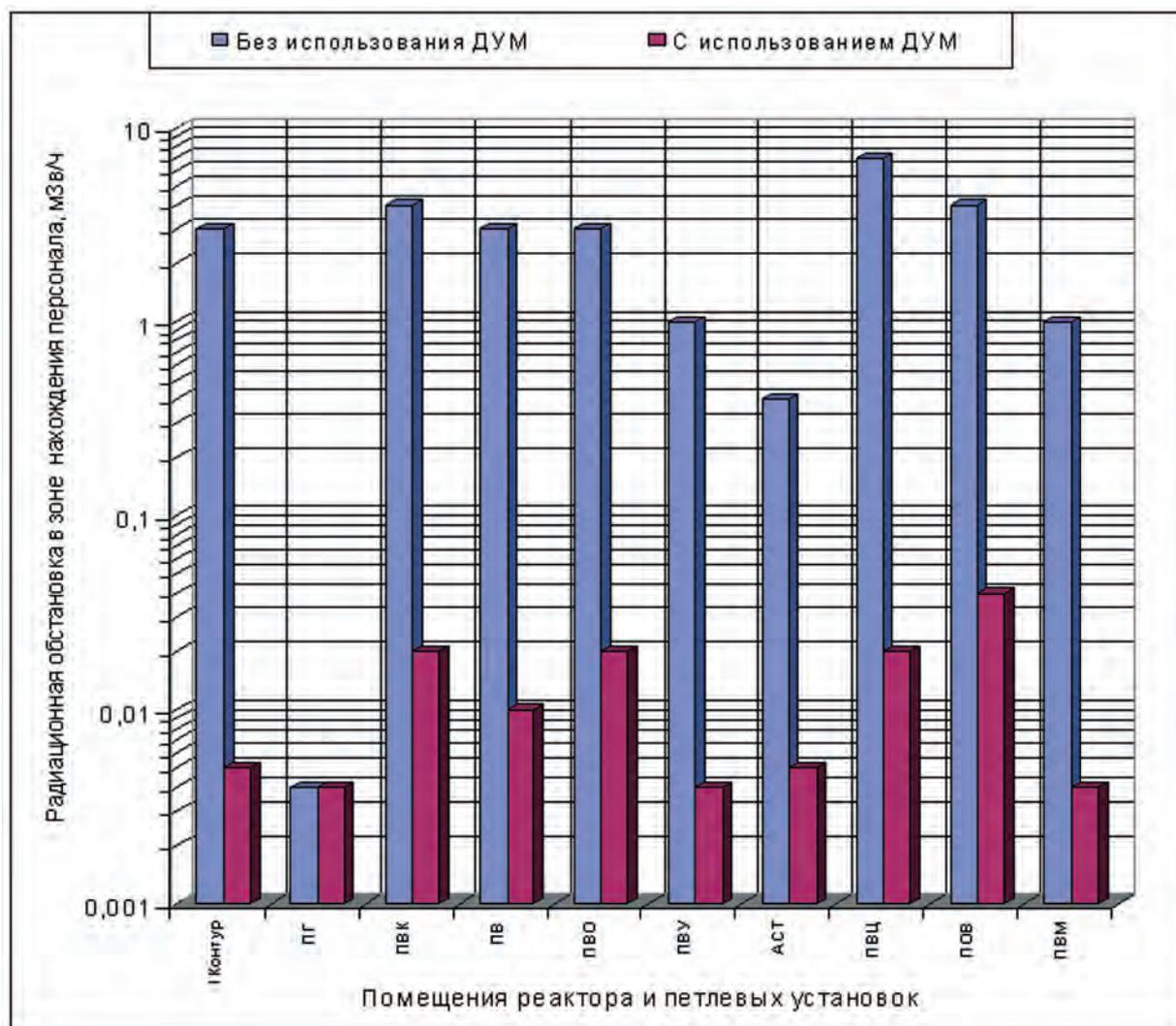


Рис. 4.5.4.11. Сравнение дозовых нагрузок при проведении работ по выводу из эксплуатации с и без использования дистанционно управляемой техники

Из данных, приведенных на рис. 4.5.4.11, следует, что в зависимости от радиационной обстановки в зоне проведения работ дозовые нагрузки на персонал могут быть снижены до 300 раз. В среднем, применение дистанционно управляемой техники позволяет снизить дозовые нагрузки на персонал при проведении демонтажных работ в 100 раз.

При использовании дистанционно управляемой техники, в связи с используемыми технологиями механической резки, для которых характерен небольшой выход радиоактивных аэрозолей в окружающую среду, снижение доз внутреннего облучения за счет вдыхания радиоактивных аэрозолей составило ~10 раз по сравнению с вариантом без использования ДУМ.

Работы по демонтажу оборудования реакторов МР и РФТ в полном объеме планируются провести в течение 5 лет. Согласно оценочным расчетам, ежегодные дозовые нагрузки на работников составят порядка 120 чел.×мЗв при численности работников до 40 чел., а среднегодовая дозовая нагрузка на работников, занятых демонтажем оборудования в соответствии с разработанными технологиями и при использовании дистанционно управляемой техники, не превысит 3 мЗв.

Опыт выполнения демонтажных работ показал, что после проведения подготовительных работ, связанных с удалением накопленного в годы эксплуатации загрязненного оборудования, и демонтажа оборудования петлевых установок среднегодовая доза на персонал не превышала 3 мЗв.

4.5.5. Основные результаты работ

Работы по выводу из эксплуатации многопетлевого исследовательского реактора МР большой мощности, площадка которого расположена вблизи городской жилой застройки и интенсивных транспортных грузопассажирских потоков, в России выполняются впервые, что определяет уникальность организации и проведения этих работ. Принимая во внимание конструктивные особенности реактора и его петлевых установок, представляется целесообразным использовать работы по его выводу из эксплуатации в качестве опытного полигона для отработки различных технических приемов вывода из эксплуатации сложных исследовательских и ядерно-энергетических установок, внедрения дистанционных технологий проведения демонтажных работ, осуществляемых в условиях высоких полей γ -излучения, методов и средств дистанционной диагностики демонтируемых систем и оборудования, а также разработки типовых документов, необходимых для организации и выполнения подобных работ другими эксплуатирующими организациями. Обоснованность этого предложения была подтверждена решением Министра по атомной энергии РФ № 60-06/183 от 08.07.2003.

В течение 2011–2013 годов демонтировано оборудование всех 9 петлевых установок реактора МР, удалены бериллиевые блоки, а также высоко- и среднеактивные объекты из бассейна выдержки. Выполненные работы позволили понизить уровень воды в бассейне реактора и связанном с ним шлюзом бассейне выдержки и приступить к работам по демонтажу активной зоны реактора МР. Предварительные обследования дна бассейна реактора показали, что в процессе работ придется столкнуться с теми же проблемами и операциями, которые выполнялись в процессе работ в бассейне выдержки. Основные проблемы, которые необходимо будет решить, это удаление иловых осадков из бассейна и идентификация объектов, содержащих делящиеся элементы. В настоящий момент разработана методика определения наличия

урансодержащих объектов, однако для определения количественных характеристик образцов необходимо использовать активные и пассивные нейтронные диагностики идентификации топливосодержащих масс.

В результате работ данного этапа удалено около 500 тонн РАО, демонтировано 630 тонн оборудования. В хранилище высокоактивных отходов Центра помещено на выдержку около 130 пеналов с ВАО.

4.5.6. Извлеченные уроки

Работы по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов РФТ и МР базируются на действующих нормах и правилах радиационной безопасности, которые основаны на концепции радиационной защиты, рекомендованной МКРЗ и изложенной в международных нормах радиационной защиты МАГАТЭ [28–30]. В основу международных норм и правил положено соблюдение трех основных принципов радиационной защиты: обоснования, нормирования, оптимизации, которые предполагают обеспечение радиационной безопасности персонала и выполнение необходимого объема работ.

Принцип оптимизации — принцип ALARA — предусматривает поддержание на минимально достижимом уровне индивидуальных и коллективных доз облучения персонала с учетом социальных, экономических факторов и научно-технических достижений [31]. Основываясь на соблюдении этих принципов, был разработан проект вывода из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ, предполагающий использование методов дистанционного контроля радиационной обстановки и дистанционно управляемых механизмов при выполнении работ. Целью применения технологий робототехнических средств являлось обеспечение радиационной защиты персонала, выполняющего работы, и снижение риска радиационного воздействия на население и объекты окружающей среды. Технологии использования дистанционно управляемых механизмов и средств диагностики были разработаны при работах по ликвидации хранилищ «исторических радиоактивных отходов» НИЦ «Курчатовский институт». Опыт, приобретенный в ходе этих работ, был перенесен на работы по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов. Применение дистанционных методов измерения характеристик радиационной обстановки и дистанционно управляемых средств позволило выполнить работы по ликвидации хранилищ РАО и демонтажу оборудования петлевых установок реактора МР с соблюдением всех норм и правил радиационной защиты персонала, сохранить коллективные и средние индивидуальные дозы работников на оптимально возможном низком уровне.

Представленные результаты показывают высокую эффективность применения дистанционно управляемых механизмов, существенно возросшую производительность труда персонала, что позволило выполнить большой объем реабилитационных и демонтажных работ ограниченным числом работающих. Опыт ликвидации строительных конструкций реакторных помещений используется для создания новой техники, в частности, он был учтен при разработке модели дистанционно управляемого механизма «Брокк-800», для работ по разборке активной зоны реактора МР изготавливается телескопическая рука-манипулятор с большой выдвигной базой и усилием на конце несколько десятков килограмм.

Разработанные и отработанные в процессе выполнения практических работ по ликвидации хранилищ РАО и выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ методы и технологии, основанные на применении дистанционно управляемых механизмов,

методы дистанционной диагностики радиационной обстановки и уровней радиоактивного загрязнения показали высокую эффективность при решении проблемы необходимого снижения дозовых нагрузок на персонал. Это позволяет достаточно обоснованно рекомендовать их применение при проведении аналогичных работ на других ядерных и радиационно опасных объектах.

Литература

1. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Колядин В.И. и др., Подготовка к выводу из эксплуатации исследовательского реактора МР в РНЦ «Курчатовский институт» — Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 5, стр. 259–264.
2. Волков В.Г., Волкович А.Г., Данилович А.С. и др., Подготовка и вывоз на переработку отработавшего ядерного топлива ВВР-2 и ОР РНЦ «Курчатовский институт», — Атомная энергия, 2009, т. 106, вып. 4, стр. 201–209.
3. Волков В.Г., Павленко В.И., Семенов С.Г. и др., Вывод из эксплуатации реакторов МР и РФТ, — Безопасность окружающей среды, №3, 2011, стр. 62–65.
4. Волков В.Г., Павленко В.И., Семенов С.Г. и др., Проблемы вывода из эксплуатации исследовательских реакторов, — Безопасность окружающей среды, №3, 2011, стр. 90–93.
5. Рязанцев Е.П., Колядин В.И., Егоренков П.М. и др., Вывод из эксплуатации ядерно и радиационно-опасных объектов РНЦ «Курчатовский институт». — Атомная энергия, 1999, т. 87, вып. 3, стр. 180–189.
6. Рязанцев Е.П., Павленко В.И., Колядин В.И. Результаты предварительного этапа работ по подготовке ИР МР к выводу из эксплуатации. Препринт РНЦ «КИ» ИАЭ-6123, М, 1999. с.2–20.
7. Рязанцев Е.П., Павленко В.И., Колядин В.И. и др. Спектрометрические исследования компонентного состава радионуклидов в технологических помещениях, основных контурах и петлевых установках реактора МР. Препринт РНЦ «КИ» ИАЭ- 6299, М., 2003. с. 1–24.
8. Смирнов С.В., Робот радиационной разведки, — Безопасность окружающей среды, №4, 2008, стр. 77-79.
9. С.В. Смирнов, В.Е. Степанов, А.С. Данилович, О.П. Иванов, В.Н. Потапов, Система для дистанционных измерений распределения радиоактивных загрязнений для робота «Брокк», Тематический сборник «Ядерная и радиационная безопасность России», вып. 4, часть 4, Москва, 2008, стр. 13–17.
10. О.П. Иванов, Новый подход к созданию портативной гамма-камеры с максимальным углом обзора, — Атомная энергия, 2010, т. 108, вып.1, стр. 46–50.
11. Иванов О.П., Степанов В.Е., Смирнов С.В., и др. Применение коллимированной радиометрической системы, установленной на робот Брокк для обследования хранилища СУЗ в помещении реактора МР РНЦ «Курчатовский институт». Атомная энергия, 2010, т.109, №4, с. 194.
12. О.П. Иванов, Программное обеспечение гамма камер для картирования радиоактивного загрязнения, — Атомная энергия, 2010, т.108, вып.3, стр.164–172.
13. Иванов О.П., Степанов В.Е., Смирнов С.В., и др. Дистанционно-управляемые приборные средства для проведения измерений в интенсивных полях гамма излучений, — Ядерные измерительно-информационные технологии, №2 (38) 2011 г.стр. 48-50.
14. Volkov V.G., Volkovich A.G., Danilovich A.S., et al. Remote control System Gamma Locator for Remote Measurements of Activity Distribution, WM'10, Phoenix, Arizona, USA, CD-ROM
15. Волков В.Г., Волкович А.Г., Колядин В.И. и др., Радиационное обследование исследовательского реактора МР. — Безопасность окружающей среды, 2009, №3, стр. 90-93.
16. Chesnokov A.V., Fadin S.Yu., Pavlenko V.I. et.al. Program of Decommissioning for MR Research Reactor in the Kurchatov Institute. Revue Generale Nucleaire, Annee 2008, №6 Novembre-decembre, p.74-80.
17. Cross M., Harman N., Pavlenko V. et.al Decommissioning strategy options for reactor at the Kurchatov Institute. The 11th International Remediation and Radioactive Waste Management, Bruges (Brugge), Belgium, 2007, p.13-18.
18. Chesnokov A.V., Volkov V.G., Pavlenko V.I., et.al., Program of decommissioning for MR research reactor in the Kurchatov Institute. Proc. of International Conference Decommissioning challenges: an Industrial Reality., Avignon, France, September 28 — October 2 2008, p.75-76.
19. Craig D, Fecitt L, Pavlenko V. Technical features of the MR reactor decommissioning/ Nuclear Technology & Radiation protection. Vol XXIII, № 2, Belgrade, December 2008, p.1-86.
20. Jackson R., Harman N., Pavlenko V., Report «Radiation Protection Planning for Decommissioning of Research Reactor Facilities», 12th Intern. Congress of the Intern. Radiological Protection, Association, Buenos Aires, Argentina- 19/24 October 2008, p.21-27.
21. Volkov V.G., Zverkov Yu. A., Ivanov O.P., et al., Dismantling of loop-type channel equipment of MR reactor in NRC “Kurchatov Institute”. Proc. of Intern. WM'13 Symposium, Phoenix, AZ, USA, 24-28 of February 2013, 13040, CD-ROM, ISBN#978-0-9036186-2-1.
22. Волкович А.Г., Данилович А.С., Иванов О.П. и др. «Радиологическое обследование загрязненных частей исследовательского реактора перед разборкой в условиях сильных дозовых полей с помощью дистанционно управляемого комплекса для измерения радиоактивности», — Материалы симпозиума WM'12, Феникс, Аризона, США, 2012, 12069, <http://www.wmsym.org/finalprogram2012/index.html> (p.85)

23. Danilovich A.S., Ivanov O.P., Potapov V.N., et al. New remote method for estimation of contamination levels of reactor equipment. Proc. of Intern. WM'13 Symposium, Phoenix, AZ, USA, 24-28 of February 2013, 13175, CD-ROM, ISBN#978-0-9036186-2-1.
24. Волков В.Г., Иванов О.П., Колядин В.И., и др., Применение дистанционно управляемых механизмов с целью снижения радиационного воздействия на персонал. — Атомная энергия, 2012, т.113, вып.5., с. 285-289.
25. Семенов С.Г. Использование робототехники при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов. — Безопасность ядерных технологий и окружающей среды, №2, 2012, стр. 116-119.
26. Степанов В.Е., Потапов В.Н., Смирнов С.В., Данилович А.С. «Радиационное обследование помещений реактора МР с использованием дистанционно- управляемой сканирующей системой». — Атомная энергия, 2012, т.113, вып.2., стр.101-105.
27. Потапов В.Н., Степанов В.Е., Волкович А.Г., Смирнов С.В. «Обнаружение урана в твердых высокоактивных отходах с помощью спектрометрического кадмий-цинк детектора». — Атомная энергия, 2012, т.113, вып.2., с.106-109.
28. ICRP, 1991. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3).
29. ICRP, 2007. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103.
30. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения. Серия изданий по безопасности № 115. МАГАТЭ, Вена, 1997 г.
31. Radiation Protection/ALARA from theory towards practice.EUR13796EN, Final report.

4.6. Научно-техническая поддержка обоснования безопасности при выводе из эксплуатации

Опыт реализации комплексного подхода к обоснованию безопасности охватывал чрезвычайно широкий спектр задач от концептуально-постановочных до детальных расчетных обоснований, включая оформление решений в форме документов высокого уровня и взаимодействие с общественностью по их содержанию. Накопление такого опыта стало возможным благодаря нескольким обстоятельствам. Во-первых, это наличие всего спектра специалистов, от специалистов по физике и вычислительным технологиям до специалистов в области охраны здоровья, экологии и взаимодействия с общественностью. Во-вторых, это большой и относительно свежий широкий опыт взаимодействия и крупных совместных работ с зарубежными научными центрами и российскими организациями, в том числе по завершающим стадиям жизненного цикла (см. раздел 4.1). В-третьих, это наличие информационной базы, позволяющей осуществлять поддержку проектов различного уровня — от объектовых и региональных проектов до общегосударственных целевых программ.

В рамках научно-технической и методической поддержки деятельности по выводу из эксплуатации (ВЭ) к числу наиболее сложных задач следует отнести обоснование безопасности конечного состояния объекта, поиск безопасных способов его достижения и определение приоритетности реализации работ в условиях большого количества таких объектов.

4.6.1. Методическая и расчетная поддержка отнесения РАО к особым РАО

Понимание значимости своевременного определения стратегии работ по каждому пункту хранения РАО инициировало появление соответствующих норм проведения первичной регистрации РАО, ее порядке и содержании [1, 2]. Эти нормы предусматривали признание выполнения установленных критериев не только на уровне организации или межведомственной комиссии, но и на уровне Правительства России. Подобный подход представлялся полностью обоснованным, поскольку

при этом окончательно решался вопрос о сохранении пункта консервации (захоронения) РАО.

Фактическое содержание критериев отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и сроки, определенные для проведения первичной регистрации [3, 4], перевели задачу научно-технического обеспечения в разряд наиболее актуальных. Критерии отнесения РАО к особым предполагали разработку обоснований, в том числе предусматривающих оценку некоторых взаимозависимых (дозы и затраты), а иногда и принципиально новых (возможный вред окружающей среде) параметров.

В ИБРАЭ РАН поддержка первичной регистрации осуществлялась по двум основным направлениям — в организационно-методическом плане и в форме поддержки в получении расчетных оценок и прогнозов.

В организационно-методическом плане было реализовано несколько этапов, в том числе этапы разработки методологии, ее тестирования, формирования комплекта информационных материалов, оценки и доработки обосновывающих материалов организаций. Последовательно-параллельная схема организации работ представлялась единственной, которая позволит выдержать высокие темпы работ. Она предполагала совместную с представителями органов регулирования выработку методологии, одновременную организацию на основе календарного планирования подготовки обосновывающих материалов в группах организаций с сопровождением со стороны специалистов ИБРАЭ РАН (один специалист на 2–3 организации), одновременное рассмотрение проектов обоснований специалистами ИБРАЭ РАН и научных организаций органов регулирования.

В течение 2013 года в ИБРАЭ РАН с участием специалистов научных организаций и органов регулирования безопасности при использовании атомной энергии обсуждались и апробировались подходы к формированию обоснований отнесения РАО к особым РАО. Решающий вклад в формулирование подходов внесли Абалкина И.Л., Савкин М.Н., Уткин С.С. и Ведерникова М.В. (ИБРАЭ РАН), Курьиндина Л.А. (Минприроды России), Крышев И.И. (НПО «Тайфун»), Бочкарев В.В., Непейпиво М.А., Щадилов А.Е. (НТЦ ЯРБ Ростехнадзора), Кочетков О.А., Барчуков В.Г. (ФМБЦ ФМБА им. А.И. Бурназяна), Репин В.С. (НИИРГ им. П.В. Рамзаева), Мокров Ю.Г. (ПО «Маяк»). В конце 2013 года эти подходы были опубликованы [5] и подготовлена первая версия научно-технического пособия для эксплуатирующих организаций.

Тестирование методических материалов в организациях отрасли позволило выявить оставшиеся проблемные ситуации, доработать подходы и подготовить окончательную версию детализированного пособия [6, 7].

Пособие содержало детализированное описание процедур и алгоритмов проведения оценок критериев (происхождение и место нахождения РАО, коллективные эффективные дозы облучения, риски потенциального облучения и совокупный размер возможного вреда окружающей среде в случае захоронения РАО в месте их нахождения) для формирования обоснования отнесения РАО к особым РАО.

Для упрощения рассмотрения обоснования материалов заинтересованными органами и организациями было предложено использовать единую структуру документа «Обосновывающие материалы для отнесения РАО, размещенных в пункте хранения, к особым РАО» (табл. 4.6.1.1).

Таблица 4.6.1.1

Единая структура документа «Обосновывающие материалы для отнесения РАО, размещенных в пункте хранения, к особым РАО»

№ разд.	Наименование раздела
	Основание для разработки
1.	Краткая характеристика объекта
2.	Соответствие критериям отнесения РАО к особым РАО по происхождению и местоположению
3.	Оценка принципиальной возможности локализации РАО в месте их размещения
4.	Описание двух сценариев обращения с РАО
4.1.	Сценарий захоронения РАО в месте их нахождения
4.2.	Сценарий удаления РАО
5.	Оценка коллективных эффективных доз облучения
5.1.	Оценка коллективной эффективной дозы облучения, связанной с захоронением РАО в месте их нахождения
5.2.	Оценка коллективной эффективной дозы облучения, связанной с удалением РАО
6.	Оценка рисков потенциального облучения
6.1.	Оценка риска потенциального облучения, связанного с захоронением РАО в месте их нахождения
6.2.	Оценка риска потенциального облучения, связанного с удалением РАО
7.	Оценка затрат, связанных с захоронением РАО в месте их нахождения
8.	Оценка совокупного размера возможного вреда окружающей среде в случае захоронения РАО в месте их нахождения
9.	Оценка затрат, связанных с удалением РАО
10.	Обоснование отнесения к пункту размещения/консервации РАО
11.	Заключение

Принципиальной особенностью пособия стала его насыщенность справочными материалами. Проиллюстрируем это на двух примерах, связанных с оценкой отдельных компонент облучения персонала при проведении работ по удалению РАО. Для оценки коллективной эффективной дозы облучения персонала при проведении работ по извлечению РАО из пункта хранения рекомендовалось, например, три способа [7]:

- На основе данных о мощности амбиентного эквивалента дозы в месте проведения работ и оценок трудозатрат при проведении работ в условиях повышенных мощностей доз, согласно специальным формулам.
- На основе средней годовой дозы персонала $0,5 \cdot \text{КУ}$ — контрольного уровня, установленного администрацией предприятия для аналогичных работ, умноженного на численность персонала и на длительность этапа в годах (если аналогичные работы проводились).

- На основе данных по удельным дозозатратам, полученным при проведении аналогичных работ на предприятиях отрасли (таблица 4.6.1.2).

Таблица 4.6.1.2

Оценки эффективных коллективных доз облучения персонала при извлечении и упаковке РАО

Тип ПХ (категория РАО)	$S_{\text{н}}$, чел.-мЗв/м ³
Грунтовый или капитальный могильник (НАО, САО)	0,002–0,067
Капитальный могильник (в том числе ВАО или РАО омоноличены (применение робототехники))	0,176
Специализированное здание или сооружение (НАО, САО)	0,07
Специализированное здание или сооружение (в том числе ВАО или РАО омоноличены (применение робототехники))	0,2
Донные отложения водоемов-хранилищ (САО)	0,1

При формировании данных указанной таблицы использовался весь относительно небольшой, но все же имеющийся в России опыт ведения работ по удалению РАО. Значительную часть этого опыта составили работы специалистов Курчатовского Института, широко представленные в томах 1–3 настоящей монографии, в том числе в разделе 4.5 настоящего тома.

В других случаях, когда заведомо можно было предложить, что собственного опыта в организации нет, пособие предусматривало представление исходных данных в форме таблиц (табл. 4.6.1.3).

Таблица 4.6.1.3

Исходные данные для оценки коллективных эффективных доз облучения при транспортировке РАО в централизованный ПЗ РАО (на 1000 км)

Категория РАО	$S_{\text{р}}$, чел.-мЗв/м ³
НАО	0,000001
САО	0,000002
ВАО	0,000002

Поддержка получения расчетных оценок и прогнозов

Основная часть соответствующих расчетов была выполнена с применением компонент разрабатываемого в ИБРАЭ РАН расчетно-программного комплекса ОБО-ЯН [8], краткое описание функциональных возможностей которого представлено в следующем разделе. Наибольший объем работ был связан с оценкой долгосрочной безопасности локализации РАО в месте их нахождения на весь период потенциальной опасности отходов. При этом рассматривались не только текущие параметры системы барьеров безопасности пунктов хранения особых РАО, но и возможности потенциального усиления их защитных свойств на вариантной основе.

В рамках второго направления был также выполнен комплекс расчетов по определению мощностей доз облучения в различных конфигурациях расположения РАО и защитных барьеров [9]. Эти расчеты дали, во-первых, определенный контрольный

материал для проверки представляемых организациями оценок, а во-вторых, они инициировали рассмотрение возможности повторного использования радиационно загрязненного металла. Соответствующие выводы по возможности реализации повторного использования загрязненного металла приведены в работе [10].

Основная часть соответствующих расчетов и обосновывающих материалов предприятий ОАО «ПО ЭХЗ», ОАО «УЭХК», ФГУП «ПО «Маяк», ОАО «МСЗ», ОАО «ЧМЗ», ОАО «ППГХО», ФГУП «ГХК», ОАО «НЗХК» была выполнена (подтверждена) с применением оценок, полученных в ИБРАЭ РАН. Расчеты, выполненные с применением комплекса ОБОЯН, позволили создать основу для принятия принципиальных решений об отнесении РАО к особым.

Опыт работ по сопровождению первичной регистрации РАО побуждает к достаточно очевидным выводам. Для успешного продвижения в решении научно-технических вопросов, зависящих от содержания регулирующих документов, безусловно, необходимо межведомственное взаимодействие. Так, при наличии значимого объема научных статей и международных публикаций по ущербу объектам живой природы они оставались не более чем научными статьями. И только совместное формулирование подхода [5–7, 11] создает условия для его применения в обосновывающих документах. Аналогичным образом возможность использования загрязненного металла [10] останется исследовательским упражнением до тех пор, пока к проработке этой возможности не подключатся специалисты органов регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

4.6.2. Средства комплексного анализа безопасности объектов ядерного наследия

В основе формирования новых компетенций по вопросам вывода из эксплуатации в ИБРАЭ РАН лежал ранее накопленный опыт по:

- разработке и развитию методов анализа пространственно распределенных данных [12];
- разработке и развитию расчетных программ и комплексов по моделированию распространения радиоактивных веществ во всех средах, в том числе в атмосфере, водных и геологических средах [13, 14];
- применению, разработке и развитию расчетных программ и кодов, по переносу ионизирующих излучений в активной зоне ядерных реакторов и иных ядерно-технических установок [15, 16];
- анализу физико-химических процессов протекающих при тяжелых авариях [17, 18];
- развитию методологии защиты объектов живой природы и отдельных экосистем [19, 20, 21];
- применению данных методов к различным объектам и системам.

По-видимому, решающим для наработки компетенций стал фактор длительного финансирования соответствующих разработок по вопросам вывода из эксплуатации в рамках ФЦП ЯРБ, позволивший планировать перспективные результаты и организовать сотрудничество по практической апробации компонент расчетно-программного комплекса.

Исходный анализ ситуации позволил сформировать многокомпонентную концепцию комплекса ОБОЯН. В ОБОЯН впервые применена интеграция широкого набора технических средств получения первичных данных, нескольких программ-

ных средств прогнозного моделирования, информационной среды для размещения всей имеющейся информации по объекту и району его размещения [8]. В настоящее время интегральный программно-технический комплекс претендует на роль базовой платформы для формирования необходимого набора средств анализа и обоснования безопасности объектов ядерного наследия.

По своему составу комплекс ОБОЯН содержит два основных взаимосвязанных компонента [8]: расчетный комплекс ПРОН и комплекс аппаратно-технических средств КИРО-2015. В состав технического комплекса КИРО-2015 входят системы, осуществляющие: определение радиационных характеристик объекта, измерение параметров конструкций, определение свойств вмещающей среды. Расчетный комплекс ПРОН включает в себя систему информационного обеспечения, систему моделирования, систему сервисного обеспечения, а также базовые подсистемы хранения и преобразования данных [9]. Также в состав комплекса входят сервисные средства, инструменты анализа и преобразования данных, позволяющие осуществить взаимодействие основных комплексов.

Аппаратно-технические средства комплекса ОБОЯН

Входящий в ОБОЯН комплекс аппаратно-технических средств КИРО-2015 обеспечивает определение и актуализацию параметров исследуемого объекта с применением дозиметрических, радиометрических, спектрометрических средств, средств ультразвуковой и рентгеновской диагностики, геодезической картографии, аппаратуры электромагнитного зондирования, химического и физико-химического анализа и других инструментов, позволяющих определить реальные характеристики объекта ядерного наследия.

Объем инструментального контроля, осуществляемый комплексом аппаратно-технических средств КИРО-2015, включает в себя исследования:

- радиационных характеристик;
- состояния конструкций объекта;
- свойств вмещающей среды.

На данный момент в рамках практических работ ОАО «ОДЦ УГР» отработаны методы использования аппаратно-технических средств комплекса применительно к оценке состояния и условий размещения наиболее представительных типов объектов «ядерного наследия» (бетонное хранилище РАО, хранилище РАО грунтового типа, промышленный уран-графитовый реактор) при решении следующих задач:

- Исследования радиационных характеристик объекта осуществляются техническими средствами, обеспечивающими спектрометрические, дозиметрическими и радиометрические измерения альфа-, бета- и гамма-излучений [22–24]. Определение радиационных характеристик современными средствами радиационного контроля и спектрометрии, в том числе с детектором из особо чистого германия (ОЧГ), позволяет проводить идентификацию нуклидного состава источников и получать исходные данные для отработки методики оценок заглубления РАО. На рисунке (рис. 4.6.2.1) представлены примеры практического применения соответствующего оборудования.
- Обследование состояния конструкций объекта проводится с помощью набора измерительных инструментов и оборудования, обеспечивающих оценку прочностных характеристик, толщины, скрытых дефектов типа трещин, пор, несущих железобетонных конструкций, обнаружение скрытых полостей трещин и прочих неоднородностей в объеме исследуемого участка, снижающих ресурс-

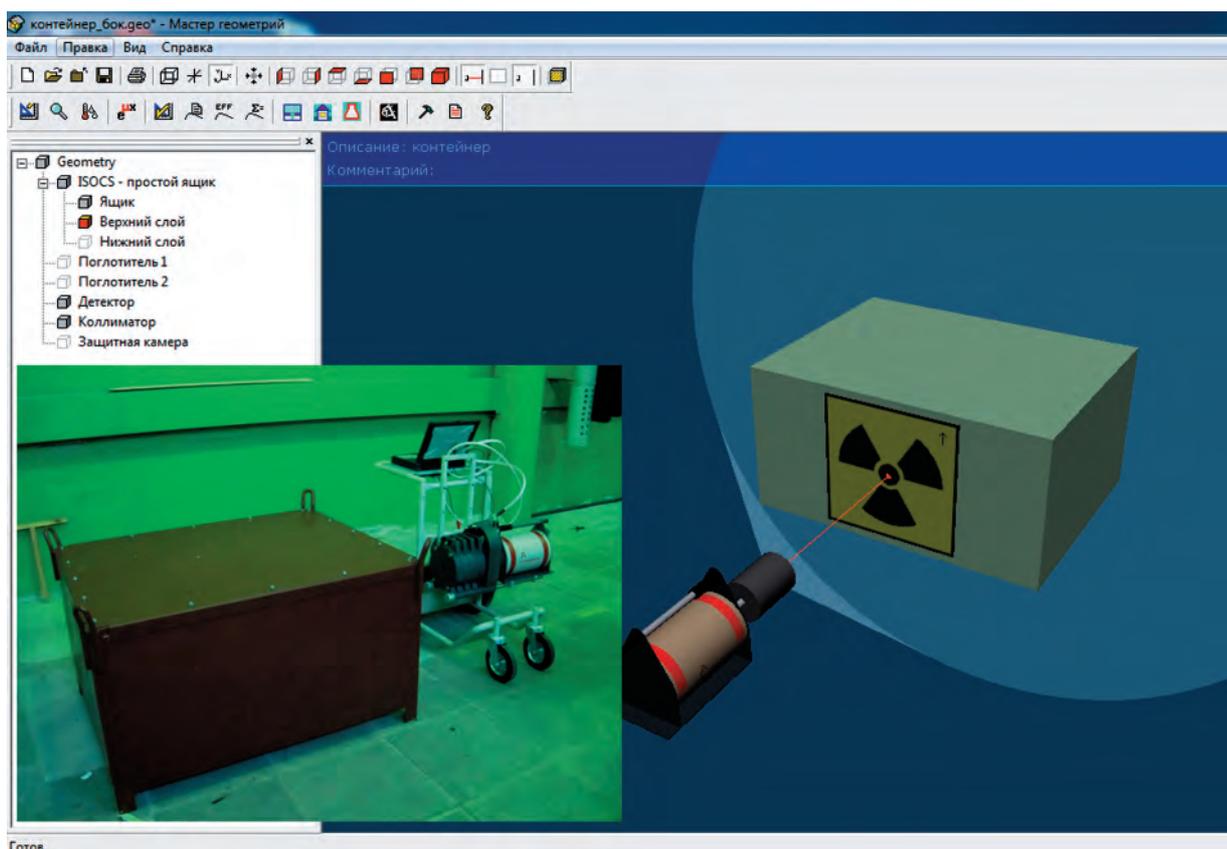


Рис. 4.6.2.1. Измерение активности гамма-излучающих нуклидов в объектах

ные характеристики объекта [25]. Одним из методов определения состава бетонных конструкций является метод отбора кернов-образцов. Процесс отбора кернов-образцов из монолитной железобетонной стены шахты реактора ПУГР иллюстрирует рис. 4.6.2.2.

- Исследование свойств вмещающей среды осуществляется с применением оборудования, обеспечивающего определение свойств грунта, а также расположения элементов строительных конструкций (стен, фундаментов, ограждающих конструкций), коммуникаций и зон скопления влаги в приповерхностных слоях почвы [26]. Исследование структуры вмещающей среды современными геофизическими приборами позволяет определить строение ближней зоны объектов ядерного наследия и установить границы грунтовых хранилищ (рис. 4.6.2.3). Использование этих аппаратных средств совместно с блоком анализа данных дает возможность разработать подходы к созданию трехмерных моделей вмещающей среды для последующего использования при моделировании миграции.



Рис. 4.6.2.2. Отбор кернов

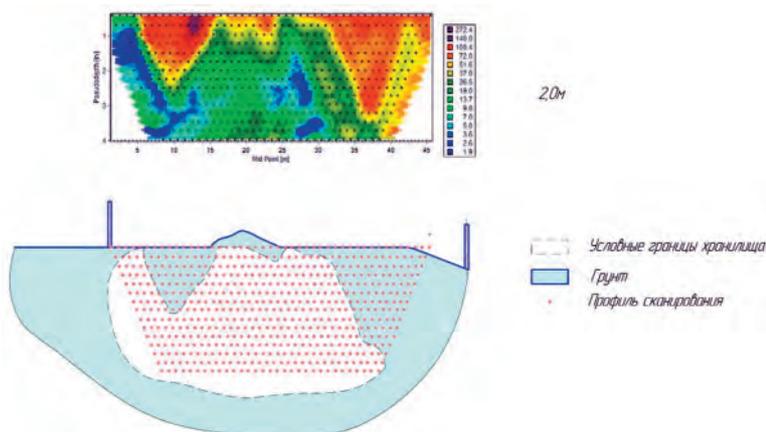


Рис. 4.6.2.3. Условные границы хранилища и профиль сканирования

- Оценка состояния конструкций средствами неразрушающего контроля, в частности, рентгеновскими и ультразвуковыми дефектоскопами, при определении состояния конструкций бетонного хранилища РАО, железобетонных конструкций шахты реактора (рис. 4.6.2.4).
- Проведение тепловизионного контроля позволяет контролировать разницу температур, искать неплотности, источники теплопотерь. Пример цветовой термограммы, демонстрирующей равномерность распределения температуры перемешивания химреагентов в процессе отверждения иловых радиоактивных отложений, извлеченных из здания ПУГР показан на рис. 4.6.2.5.

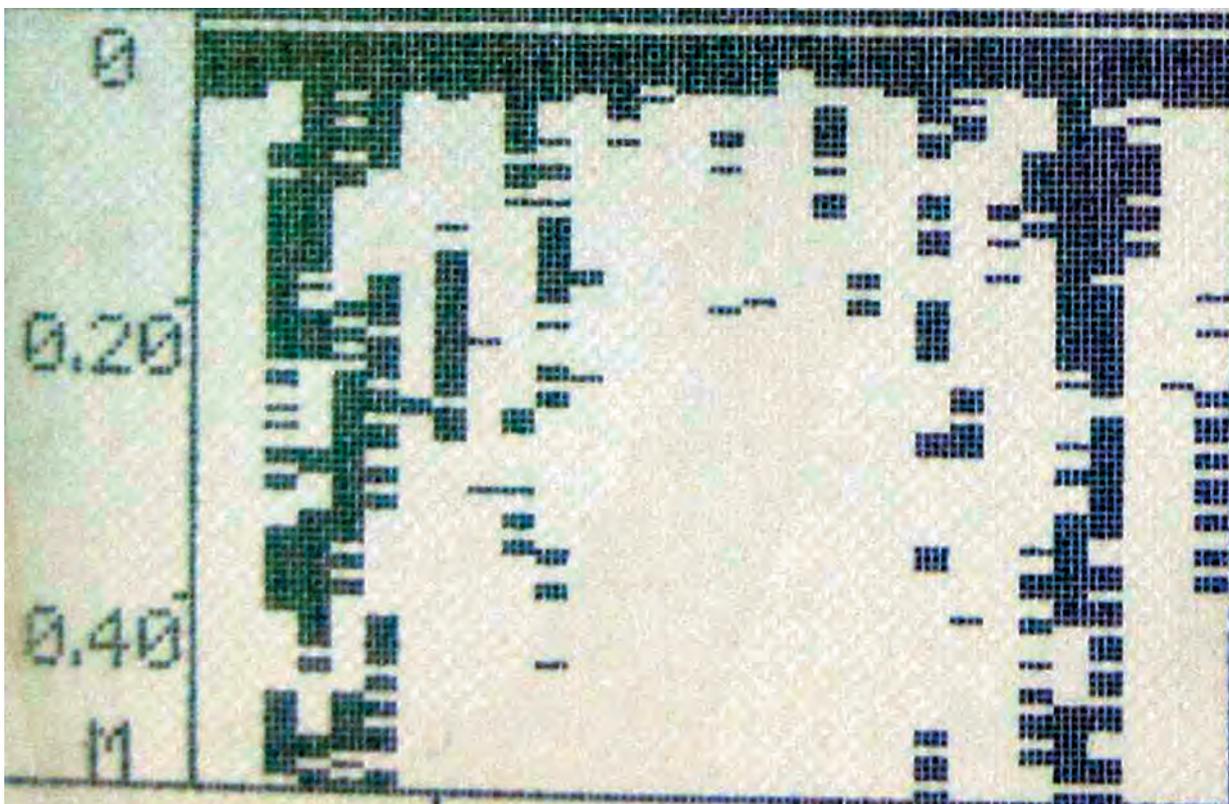


Рис. 4.6.2.4. Результат применения дефектоскопа. Пики эхосигнала на различных глубинах соответствуют включениям

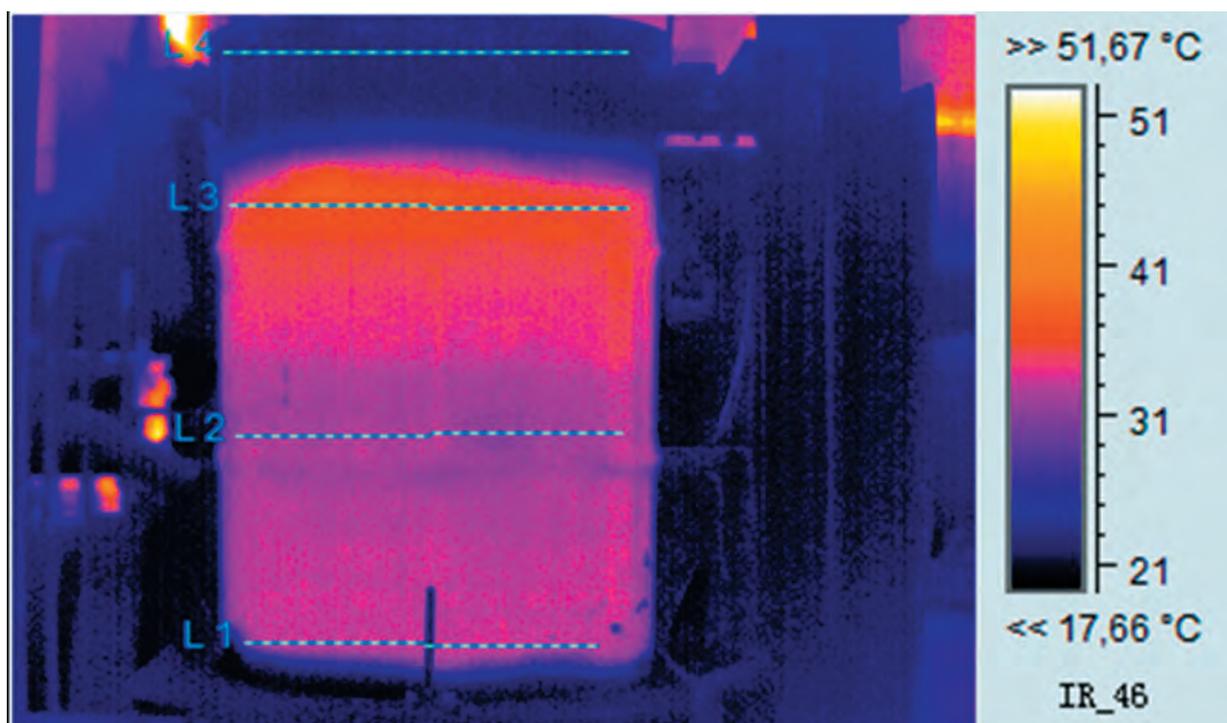


Рис. 4.6.2.5. Пример термограммы

Результаты, получаемые в процессе измерений техническими средствами, входящими в состав КИРО-2015, являются основой формирования исходных данных для их использования в модулях расчетного моделирования и анализа безопасности исследуемых объектов. Подготовка исходных файлов на основе результатов измерений осуществляется входящим в состав комплекса ОБОЯН блоком анализа данных, описание которого приведено ниже.

Инструменты анализа данных

Расчетные системы комплекса используют в качестве исходных данных актуальные параметры физических и химических процессов, полученные в ходе практического анализа с применением аппаратно-технических средств. Масштаб таких данных огромен и часто представляется в интегральных форматах, требующих дополнительной обработки. Подготовка численных значений, способных восприниматься расчетными модулями в качестве исходных данных, — нетривиальная задача, эффективно выполнить которую возможно исключительно с применением систем блока обработки и анализа данных.

Блок анализа данных состоит из нескольких модулей, облегчающих формирование исходных данных для расчетов: преобразование геоинформационных данных, обработка картограмм распределения параметров, восстановление трехмерного распределения по изолиниям, пространственная интерполяция данных и многие другие.

Для включения методов обработки данных в программный комплекс ОБОЯН создан блок анализа данных, организованный как набор автономных программ. Каждая программа блока реализует отдельный метод. Все программы имеют унифицированные входные и выходные структуры, что позволяет использовать их последовательно. Такая организация упрощает процедуру интеграции новых методов.

Модуль анализа данных методом Кригинга

Основой решения задач, связанных с безопасностью объектов ядерного наследия, является анализ пространственных и временных характеристик объекта, влияющих на безопасность. Такой анализ представляет собой достаточно многогранную математическую задачу, включающую в себя: пересчет пространственных характеристик среды на расчетную сетку геофильтрационной геомиграционной модели, моделирование пространственного распространения загрязнения почвы или грунтовых вод на основе набора снятых проб, выделение информации об объектах на основе анализа многомерных данных измерений или изображений и др. В свою очередь, для решения задач анализа данных используется широкий набор подходов математической обработки: от методов статистического анализа до метода так называемого искусственного интеллекта. Статистические подходы представляются методами пространственной статистики (геостатистики), основанными на использовании модели пространственной корреляционной структуры данных. Из подходов на основе искусственного интеллекта перспективными для такого рода анализа представляются нейронные сети обобщенной регрессии, вероятностные нейронные сети, самообучающиеся карты Кохонена и т.д. [28]. Кроме того, используются гибридные подходы, позволяющие пользоваться преимуществами различных методов и обходить случаи их теоретических ограничений. Важным свойством указанных подходов является их применимость в решении задач с неточными начальными условиями и возможность проводить анализ их неопределенностей.

При подготовке данных реализуются:

- линейные или нелинейные преобразования исходных и результирующих данных, такие как логарифмическое преобразование, преобразование к нормальному распределению, преобразование значений в определенный интервал, преобразование в бинарный вид (индикаторное) и т.п.;
- выборки части данных при сильно кластерной структуре распределения исходных данных в пространстве или с целью выделения специального набора данных для настройки параметров и тестирования.

Пост-обработка результатов ориентирована на характеризацию неопределенностей: локальные оценки математического ожидания и статистические характеристики результатов стохастического моделирования (в т.ч. доверительные интервалы, зоны неопределенности — «толстые» изолинии и т.п.).

Данные в блок анализа данных могут поступать как из системы информационного обеспечения, так и непосредственно из аппаратно-технического комплекса КИРО-2015 или программно-расчетного комплекса ПРОН.

В геостатистический раздел блока анализа данных включены: специальный модуль для оценки вариограммы и подбора ее параметров, интерполяционные модули, реализующие методы семейства кригингов и модули, реализующие методы стохастического моделирования [12]. Любой геостатистический метод требует задания параметров пространственной корреляционной структуры данных. Классические методы геостатистики используют в качестве модели пространственной корреляции вариограмму и ковариацию — двухточечные статистические моменты второго порядка. Поэтому выполнение модуля для оценки вариограммы и подбора ее параметров обязательно предшествует использованию любого модуля интерполяции или стохастического моделирования. Именно поэтому оценка вариограммы и настройка ее параметров вынесена в отдельный модуль, результат выполнения которого можно

будет сохранять и использовать в различных модулях интерполяции и стохастического моделирования.

В качестве иллюстрации процедур использования средств блока анализа данных приведен пример картирования измерений, характеризующих поле распределения мощности дозы по помещению бетонного хранилища.

Интерполяции (рис. 4.6.2.6) и анализу неопределенности предшествует проведение вариограммного анализа.

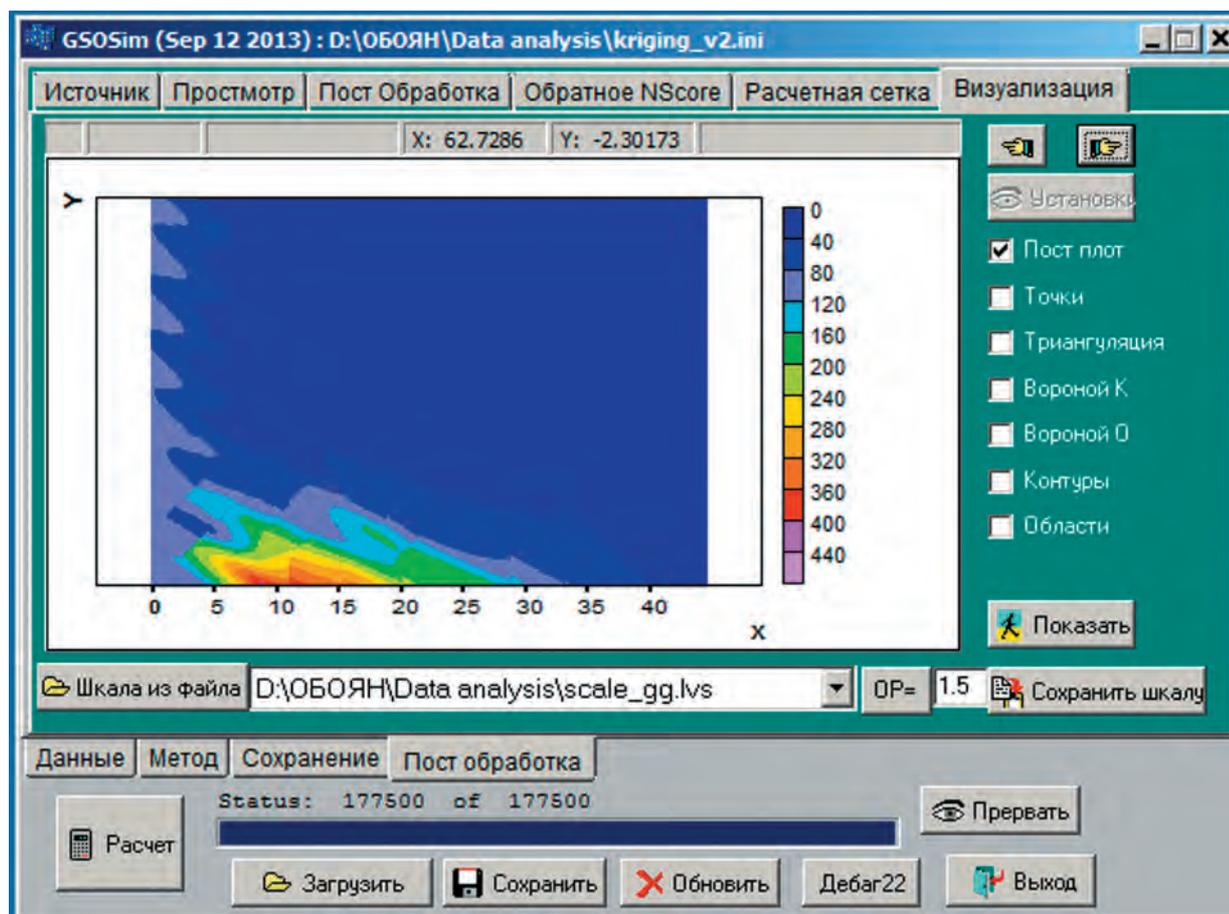


Рис. 4.6.2.6. Визуализация результата обычного кригинга для оценки распределения мощности дозы по помещению здания бетонного хранилища

Модуль обработки картограмм распределения параметров

Источником информации об объекте ядерного наследия служат не только результаты обследования в виде числовых значений параметров, занесенных в систему информационного обеспечения, но и результаты обследования с применением аппаратно-технических средств, анализа имеющейся информации, содержащейся в проектно-конструкторской документации, отчетах комплексного инженерно-радиационного обследования. Такая информация хранится в объектовом блоке системы информационного обеспечения не только в числовом, но и графическом виде. Часто при анализе и обработке информации отчетной документации по обследованию объекта приходится работать с данными, представленными в виде картограмм.

Анализ существующих картограмм для получения численных значений — достаточно трудоемкий процесс, требующий, как правило, ручного (экспертного) ввода данных. Используемый алгоритм векторизации представляется эффективным для задач, связанных с автоматизацией обработки картограмм распределения параметров. Для решения такой задачи используется аппарат теории множеств, методы морфологического анализа и вычислительной математики, а также расчетные эксперименты для выбора эффективных методов обработки.

С помощью интерфейса можно задать все опции выбора методов оцифровки картограмм (методы оценки качественных расхождений, функции сходства, и т.д.), ее привязки к реальной позиции измерений, преобразования выходных данных на основе реальных значений и их распределений.

Автоматизированная обработка легенды, соответствующей картограмме, для выделения цветовой палитры «эталонного» набора цветов, задаваемых пользовательскими значениями, реализуется отдельной процедурой, использующей те же параметры и методы, выбранные для обработки картограммы. Работа пользователя в этом случае сводится к заданию физических значений, соответствующих каждому цвету легенды (обычно в легенде используется не более десятка значений).

Результатом работы программы является файл, содержащий матрицу оцифрованных и преобразованных данных, соответствующую сетке с выбранным шагом и методу обработки данных. Оценка корректности оцифровки параметров проводится на основе демонстрируемой картины распределения полученных результатов. Степень соответствия полученной картины распределения полученных данных исходной картограмме определяет качество работы процедур их обработки.

В качестве результатов работы модуля на рис. 4.6.2.7 продемонстрирована оцифровка картограммы распределения мощности дозы по помещению здания ПУГР.

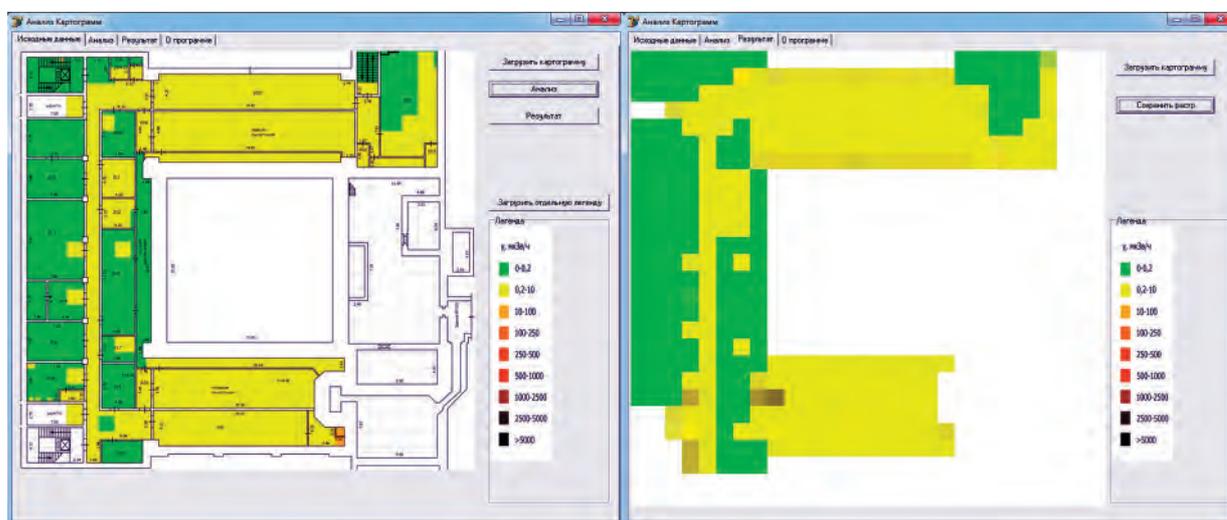


Рис. 4.6.2.7. Исходная картограмма и графический результат ее оцифровки

Модуль восстановления характеристик геологических пород

Программный модуль Geoland3D предназначен для построения трехмерных границ раздела различных структур по результатам геофизических исследований. Входной информацией для проектируемого модуля являются изображения разрезов, которые получены программой в результате первичной обработки георадарных данных. В этой программе имеется инструментарий, позволяющий пользователю выделить

на изображении метки, которые соответствуют точкам, находящимся на границе раздела слоев. По меткам пользователя строятся поверхности, аппроксимирующие границы. Поверхности преобразуются аналитически в виде ряда по тригонометрическим функциям.

После того, как размечено несколько разрезов, программа может построить поверхность по набору точек. Т.е. решить задачу обучения на примерах восстановления функции, определяющей зависимость между множествами входных данных и выходных значений по конечному набору примеров такой зависимости.

Применение программного модуля осуществляется в следующей последовательности: программа получает в качестве входных объектов файлы, содержащие измерения с применением георадара. В результате работы программа выдает текстовые файлы двух типов — в первом содержатся метки, проставленные пользователем, во втором — значения аппроксимирующих функций, описывающих поверхности, в узлах заданной при построении сетки. Оба файла хранятся в объектовом блоке.

На рис. 4.6.2.8 приведен результат аппроксимации модельных данных с помощью вышеописанного алгоритма. Здесь изображены три границы раздела слоев. Символами * обозначены метки, проставленные пользователем на изображениях разрезов. Метки разного цвета отвечают границам раздела разных слоев.

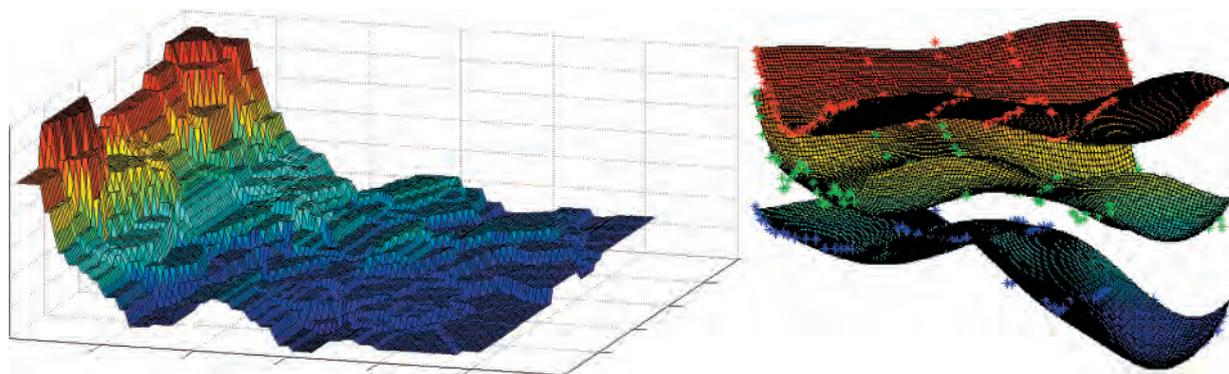


Рис. 4.6.2.8. Результат аппроксимации данных с помощью карты Кохонена и Фурье-базиса

В дальнейшем будет создан удобный для пользователя инструментарий, позволяющий просматривать результаты работы программы в виде трехмерных интерактивных изображений.

Построенные в программе границы раздела геологических слоев используются для задания исходных условий при расчете миграции радионуклидов в почвах.

Модуль восстановления 3D-картины распределения параметров

Состояние объектов ядерного наследия может быть охарактеризовано, помимо прочего, пространственным/поверхностным распределением параметров, важных для анализа безопасности. Такие данные удобно представлять в виде изолиний на основе генпланов и высотных карт областей. Необходимо формализовать создание подробных карт на основе имеющейся карты изолиний, сформированной по данным распределения высот либо иных параметров, и построить непрерывную карту распределения параметров.

Первоочередное применение подобных карт — для моделирования пространственной миграции радионуклидов дальней зоны, определения уклона поверхностей,

направлений поверхностных стоков, течений, площадей водосбора поверхностных вод, областей скопления осадков, где важна детальная информация о распределении высот.

Для формирования таких карт используется программный модуль блока анализа данных — универсальный инструмент преобразования карты изолиний непосредственно в растровую карту, на основе которой возможно построение трехмерных картин отображения поверхностей с возможностью выбора шага сетки аппроксимации и изменения геометрии в соответствии с конкретными условиями решаемых задач и их отображения. Таким образом, можно избежать промежуточных преобразований и потери данных, сформированных на стадии прорисовки изолиний, контролировать качество получаемой карты, а также задавать граничные условия, обрезать как по координатам, так и по масштабу, редактировать, создавать другие возможные формы отображения параметров.

В качестве примера отработки методов оцифровки поверхностей различных масштабов и детализации рассмотрена схематичная карта окрестностей, включающая основные объекты 23 площадки ФГУП «ПО Маяк», выполненная на основе грубых (редких) изолиний, определяющих только сильные перепады высот (рис. 4.6.2.9—4.6.2.10) [29].

Разработанный модуль построения трехмерной поверхности полностью выполняет свое назначение, как при детальной прорисовке изолиний, так и схематичном построении. Однако, чем больше точек снято изначально в качестве изолиний, тем точнее возможно построение трехмерной картины распределения. Глубина формирования изолиний зависит от особенностей геометрии рассматриваемого объекта и необходимой для расчетов детализации территории.

Практическое применение модуля

Развитие и применение сервисного модуля позволяет определить исходные данные для расчета миграции радионуклидов, не измеряемые техническими средствами (места и объем инфильтрационного питания), оценить эффективность логистиче-



Рис. 4.6.2.9. Google карта расположения 23 площадки и построенная карта изолиний

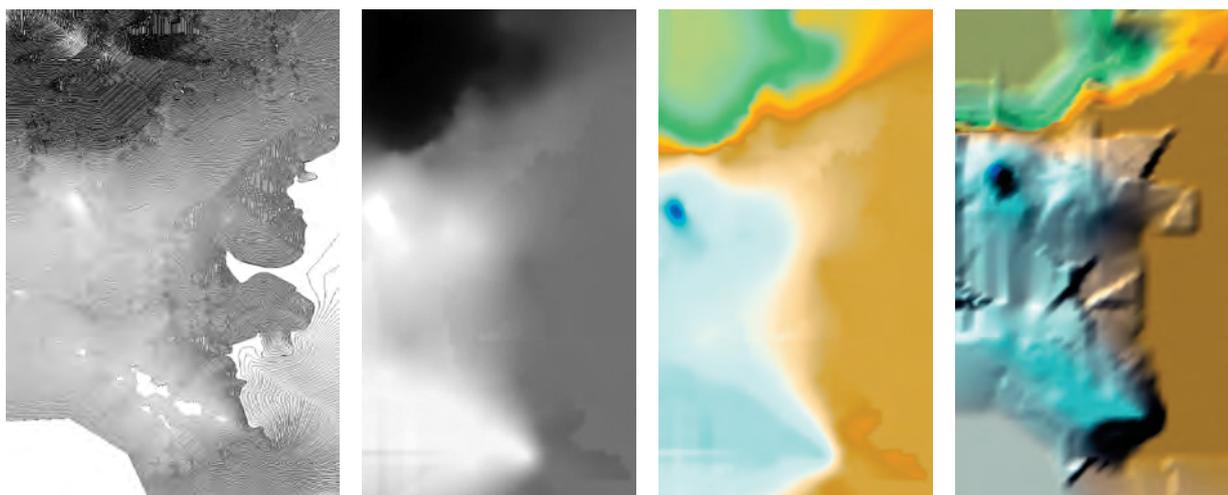


Рис. 4.6.2.10. Построенное распределение высот, растровая непрерывная карта, цветной градиент и объемное отображение ландшафта

ских маршрутов и продемонстрировать трехмерную картину окружения объекта исследования с целью адаптивного восприятия потенциальных рисков.

Одним из примеров объектов исследования является промплощадка ОАО «ОДЦ УГР» [30] (ЗАТО г. Северск), включающая основные интересующие объекты ядерного наследия.

Использование карт с дополнительными характеристиками (в частности, с высотными отметками — характеристики рельефа) позволяет решать широкий круг задач, связанный с их распределением. Также можно решать дополнительные задачи, основанные на моделях производных от этих характеристик (в частности, рельефа) параметров. В данном случае рассматривается применение модуля для решения гидрологических и логистических задач.

Гидрологическое моделирование

Основные типичные задачи гидрологического применения: моделирование поверхностного стока и выделение площадей водосбора. Создание моделей поверхностного стока является одним из важных аспектов оценки источников инфильтрационного питания при расчетах миграции радионуклидов, поскольку определяют локальные места сбора и объем влаги, поступающей в грунты с осадками.

Для решения задач поверхностного стока создается модель распределения направления склонов и выделяются объемы накопления влаги с учетом локальных свойств (испарение, сток, просачивание и т.д.) почв данной области.

Матрица направления склонов формируется на основе информации о рельефе местности (дифференциал значений высот), см. рис. 4.6.2.11.

В результате формируется матрица отклонений высот в соседних трех точках поверхности и создается карта, демонстрирующая относительные изменения величины стоков, на основе которой возможно определить объем влаги, накопленной на данной территории (узле матрицы) при непрерывном выпадении осадков. Сформированная на основе такой обработки поверхности карта «бассейнов» в окружении территории промплощадки ОАО «ОДЦ УГР», представлена на рис. 4.6.2.12.

В результате моделирования выделены места образования инфильтрационного питания для модели миграции радионуклидов. В процессе формирования такой мо-

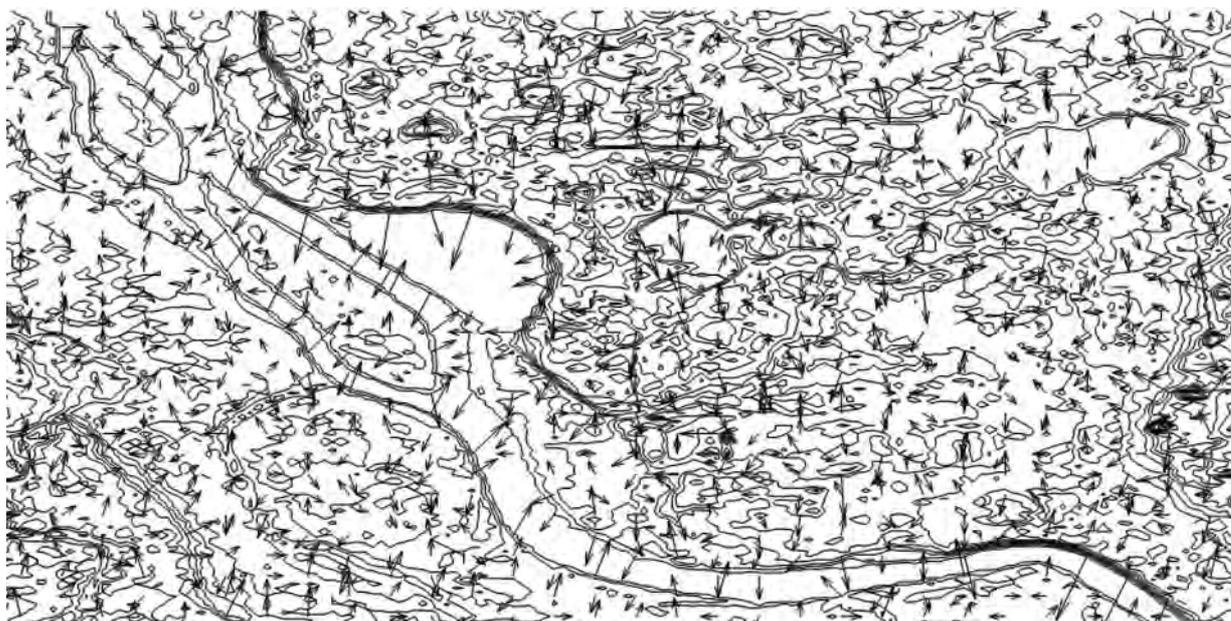


Рис. 4.6.2.11. Направления и интенсивность (длина стрелок) поверхностных стоков окружения ОАО «ОДЦ УГР», определенные по дифференциации высот модели рельефа

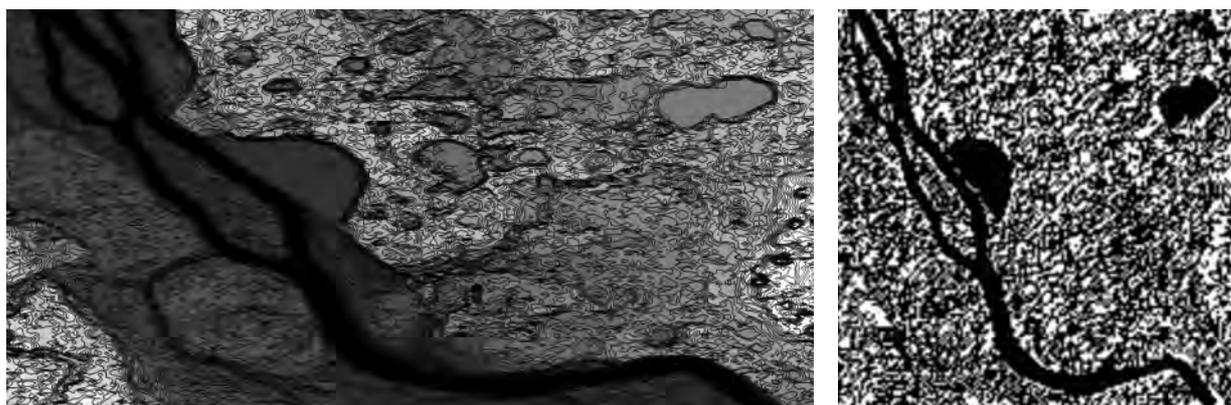


Рис. 4.6.2.12. Результат моделирования поверхностного стока территории ближайшего окружения ОАО «ОДЦ УГР». Водосборные «бассейны», найденные по модели поверхностного стока. Черным цветом выделены места их потенциального образования

дели с применением модели поверхностного стока может быть оценен объем инфильтрационной влаги, поступающей в почву конкретной области данной местности.

Построенные карты демонстрируют возможность определения необходимых характеристик, зависящих от местности, и могут служить для оценки:

- прогнозируемого объема поверхностного стока (для анализа инфильтрационной составляющей в модели оценки миграции радионуклидов в грунте);
- направления течения поверхностных вод (либо другой жидкости, например, жидкого загрязнения) при попадании в определенный участок местности;
- места водоразгрузки — реки, в которую попадет загрязнение (кислота, жидкие отходы, и т.п.);
- наиболее опасных мест с точки зрения потенциальных аварийных ситуаций на объектах;

- принципов эффективного формирования/модернизации дренажной системы рассматриваемых объектов;
- влияния эволюции объектов при реализации конкретных мероприятий на окружающую среду.

3D картография

Представление ландшафта в виде трехмерной карты распределения высот или иных параметров позволяет более наглядно продемонстрировать нюансы геометрии, всесторонне оценить картину и ситуацию в целом и, в итоге, повлиять на принятие стратегических решений

В результате обработки карты рельефа создается каркас модели, который строится на базе карты оттенков серого цвета, характеризующих распределение высот рельефа местности. На 3D-каркас модели накладывается растровая картина структуры местности, спутниковые снимки, цветная карта распределения высот либо карта распределения любых интересующих параметров, в том числе, результатов расчетов, см. рис. 4.6.2.13.

Описанные средства демонстрируют практическую ценность их применения при формировании представления об исходном состоянии объектов, а также результатов моделирования.

Результат обработки блоком анализа данных информации, полученной аппаратно-техническими средствами, используется в качестве исходных параметров в расчетно-программном комплексе ПРОН.

Программно-информационный комплекс ПРОН

Основой программно-расчетного комплекса ПРОН является система моделирования физических процессов, связанных с ионизирующим излучением, а также с оценкой основных аспектов радиационной безопасности объектов ядерного наследия.

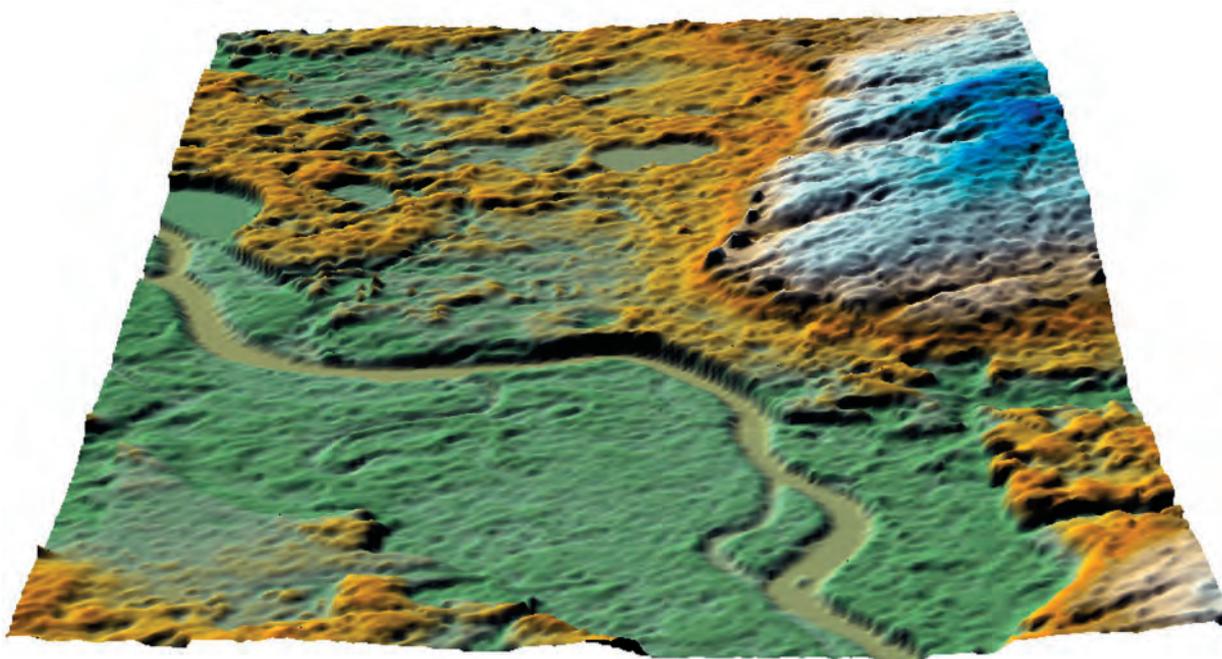


Рис. 4.6.2.13. Трехмерное представление ландшафта

Система включает в себя следующие основные направления исследований: моделирование радиационных полей и миграции радионуклидов.

Моделирование радиационных полей

Одним из основных элементов расчетного комплекса является блок моделирования процессов переноса ионизирующего излучения в зоне размещения объекта (блок моделирования радиационных полей — МРП) [31]. Наличие такого блока в составе расчетного комплекса связано с необходимостью решения следующих задач:

1) Определение характеристик радиационного поля в заданных областях объекта ядерного наследия и окружающего пространства в отдельные моменты времени, когда происходят существенные изменения в конфигурации объекта, а также вычисление интегральных по времени дозовых характеристик.

Решение задачи актуально, например, при сопровождении демонтажных работ, в процессе которых изменяется пространственное распределение источников излучения, что может приводить к повышению мощности дозы в местах нахождения персонала. Такие изменения необходимо прогнозировать для планирования дозовых нагрузок на персонал и применяемое оборудование.

Другим примером, иллюстрирующим необходимость решения указанной задачи, является сопровождение работ по хранилищам РАО, связанных с захоронением, извлечением, перестановкой упаковок, заменой оборудования, обследованием состояния объекта.

2) Дозиметрические средства измерений позволяют получать значения мощности дозы и ее спектральный состав на некотором расстоянии от источника излучения. При этом величина объемной активности источника, не поддающаяся измерениям, необходима для прогнозного моделирования и обоснования безопасности объекта ядерного наследия при различных изменениях в его составе и конфигурации. Использование гамма-локатора, регистрирующего как интенсивность, так и спектр коллимированного пучка фотонов от исследуемого объекта, позволяет определять некоторую эффективную плотность активности на его поверхности. Путем решения обратной задачи средствами блока МРП в ряде случаев можно восстановить и значение удельной активности источника.

3) При проведении дозиметрического обследования объектов, в том числе, средствами аппаратно-технического комплекса КИРО-2015, могут быть получены значения радиационных характеристик, как правило, в небольшом числе точек, доступных для измерений. В промежуточных точках (и в прогнозных точках по времени), в труднодоступных или недоступных местах значения характеристик могут быть восстановлены с помощью алгоритмов программного модуля МРП.

При планировании работ по выводу из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР), исследовательских реакторов, реакторов АЭС, а также других установок, возникает необходимость расчетными средствами восстановить характер облучения персонала в ходе демонтажных работ, наведенную активность элементов конструкции за все время эксплуатации объекта и т.д. В качестве примера, на рис. 4.6.2.14 приведены результаты оценки мощности дозы с восстановленными источниками — цветовая диаграмма пространственного распределения мощности дозы по помещению здания ПУГР.

В настоящее время блок МРП используется в рамках комплекса ОБОЯН для решения радиационно-физических задач, связанных с выводом из эксплуатации ядерно- и радиационно-опасных объектов. К таким задачам относятся, например,

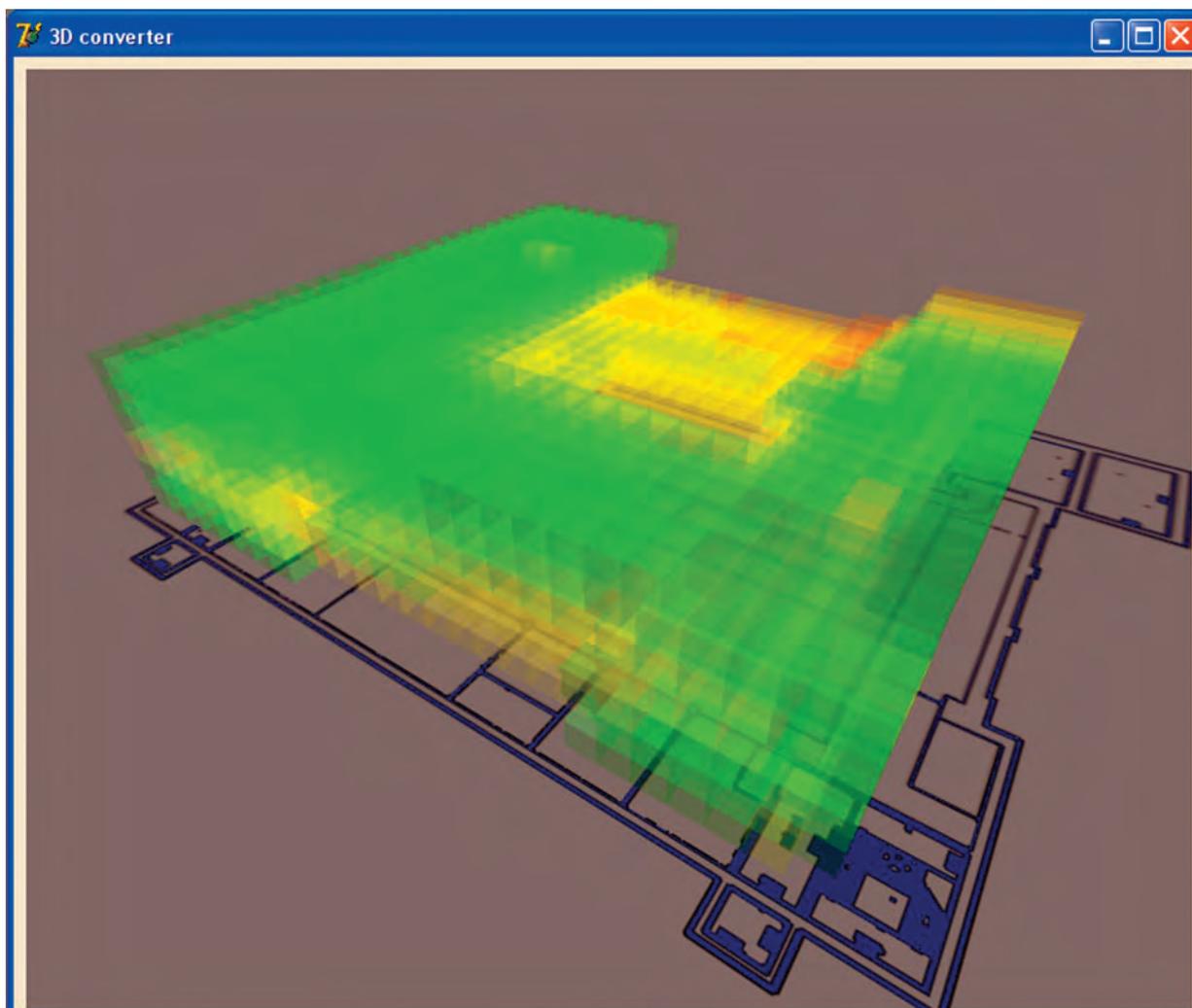


Рис. 4.6.2.14. Результат моделирования пространственного распределения мощности дозы по помещению здания ПУГР

обоснование методик определения заглубления РАО, определение кратности ослабления фотонного излучения защитными материалами с априорно неизвестными свойствами, восстановление активности источника гамма-излучения по измеренным энергетическим спектрам и др.

Моделирование миграции камерными моделями

Одним из расчетных модулей блока моделирования миграции комплекса программно-технических средств ОБОЯН является базовый модуль, предназначенный для моделирования миграции радионуклидов с применением камерных моделей [32].

Главная цель создания модуля — развитие возможности моделирования и упрощение процедуры создания моделей с минимизацией влияния человеческого фактора.

Интеграция модуля в комплексе обеспечивает его взаимодействие с другими компонентами программной части комплекса для получения необходимых значений параметров из справочных и объектовых данных, а также сохранения результатов расчетных оценок, входных и выходных файлов в объектовые данные.

Одним из механизмов повышения детализации и облегчения моделирования параметров того или иного ядерного объекта, реализованных в модуле, является использование заранее подготовленных файлов-шаблонов. Шаблоны представляют собой набор моделей миграции в определенной среде (например, модель дисперсии радионуклидов в водоносном горизонте или их миграции в трещиноватых породах с учетом сорбции), сформированных в виде камерных моделей с задаваемыми параметрами, которая интегрируется в общую расчетную схему для конкретной задачи.

Разработанный интерфейс базового модуля миграции радионуклидов позволяет работать с моделями даже неподготовленному пользователю. Общий вид интерфейса базового модуля показан на рис. 4.6.2.15.

Модулем предусмотрен учет процессов и параметров, которые оказывают влияние на безопасность объектов на различных временных интервалах, в том числе, за пределами проектных сроков эксплуатации. К их числу относятся: неоднородность среды, возможность как фильтрационного движения, так и капиллярного подъема влаги и потребления ее корневыми системами растений. При этом немаловажную роль играет временная зависимость скорости деградации инженерных барьеров безопасности, определяющая возможный ускоренный вынос радионуклидов, а также неклассические эффекты, связанные с диффузионной задержкой радионуклидов, поглощенных из трещиноватой проницаемой фракции геологического слоя, внутрь слабопроницаемых блоков пород.

Процессы, связанные с учетом аномальных режимов переноса, обусловленных регулярной и случайной неоднородностью геологической среды и возможным присутствием коллоидных частиц, конкурирующих с сорбцией на неподвижной фазе, описываются с помощью созданных расчетных детализированных моделей в качестве шаблонов для миграционного модуля комплекса ПРОН.

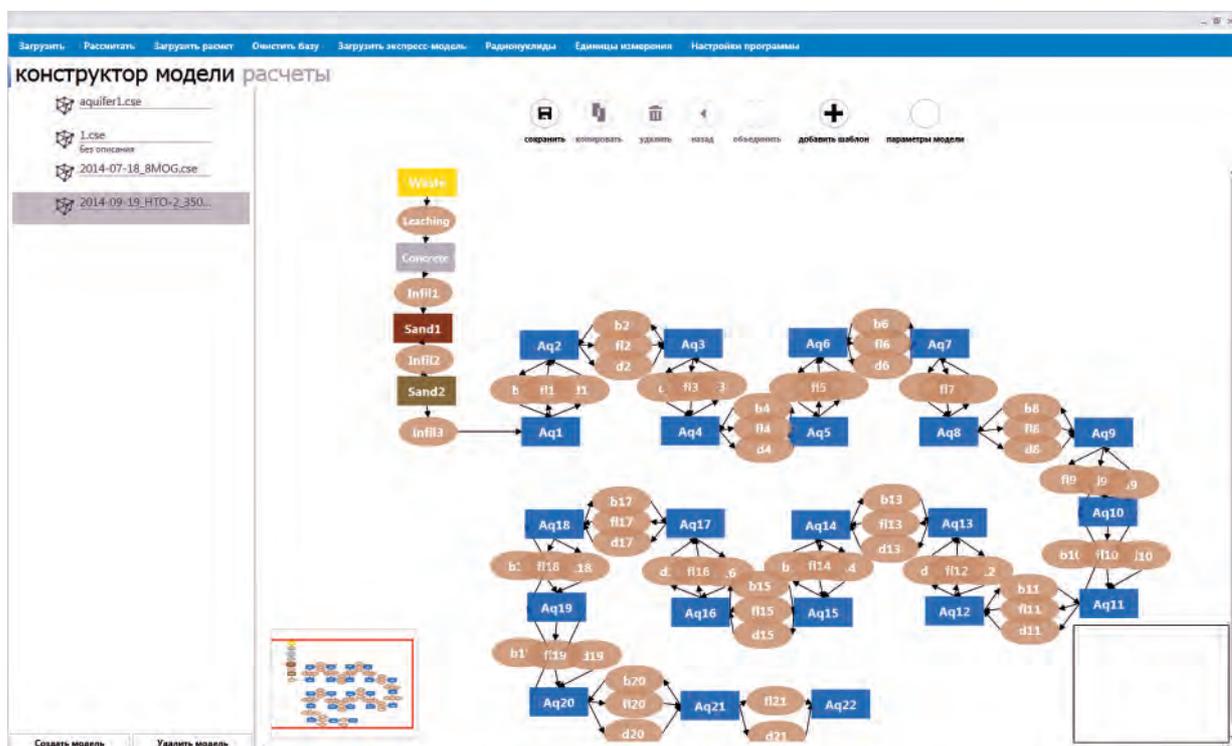


Рис. 4.6.2.15. Общий вид интерфейса базового модуля миграции

Использование механизма камерного моделирования в данном модуле позволяет решать задачи миграции радионуклидов с различной степенью консерватизма. Помимо прогнозов распространения активности за пределы барьеров безопасности модуль позволяет проводить оценку дозовых нагрузок на население, что дает возможность сразу же проводить сравнение с критериями безопасности. Применение механизмов экспресс-оценки, шаблонов, взаимодействия с объектовой и справочной частями информационной системы позволяет существенно сократить время на проведение моделирования. Даже на основе справочной (консервативной) информации расчеты, выполненные с применением модуля, позволили создать основу для принятия принципиальных решений об отнесении РАО к особым для целого ряда предприятий (ОАО «ЧМЗ», ОАО «ЭХК», ФГУП «ПО «Маяк», ОАО «НЗХК»).

Более детальный расчет миграции радионуклидов в дальней зоне может быть проведен в трехмерной геометрии с использованием аналитических сеточных моделей. Базовые принципы расчетного комплекса 3D моделирования миграции изложены ниже.

Комплекс трехмерного моделирования миграции радионуклидов

Основным назначением комплекса является расчет задач геофильтрации и геомиграции примесей в трехмерной геометрии дальней зоны окружения объектов ядерного наследия.

Расчетный комплекс используется при решении следующих задач, связанных с безопасностью завершающих стадий жизненного цикла объектов использования атомной энергии:

- обоснование простых и дешевых решений по захоронению очень низкоактивных радиоактивных отходов;
- обоснование безопасности действующих пунктов захоронения, включая полигоны закачки жидких РАО и пункты размещения особых РАО;
- обоснование безопасности и выработка оптимальных решений по сооружению первых пунктов захоронения низкоактивных и среднеактивных отходов;
- обоснование безопасности национального глубинного пункта захоронения высокоактивных отходов.

Сфера применения расчетного комплекса определяет спектр физических и химических процессов, которые должны учитываться при моделировании, а также базовый набор моделей для решения задач геофильтрации и геомиграции. К такому набору моделей относятся следующие:

1. Фильтрация:
 - модель насыщенной фильтрации;
 - модель напорно-безнапорной фильтрации;
 - модель насыщенно-ненасыщенной фильтрации (возможно использование различных известных зависимостей влагосодержания и коэффициента влагопереноса от высоты всасывания, например, модель Ван Генухтена, Брукса-Кори и др.);
 - модель двухфазной фильтрации вода-воздух.
2. Адвективно-диффузионно-дисперсионный массоперенос:
 - модель переноса в однородной пористой среде;
 - модель переноса в среде с двойной пористостью.
3. Химические взаимодействия в системе вода-порода:

- модель равновесной сорбции, использующая изотермы Генри, Френдлиха или Ленгмюра;
 - модель равновесной сорбции с детальным расчетом химических взаимодействий в системе вода-порода;
 - модель геохимических взаимодействий, учитывающая кинетику химических реакций.
4. Радиоактивный распад.
 5. Плотностная конвекция.
 6. Теплоперенос, тепловыделение при радиоактивном распаде.
 7. Тепловая конвекция.
 8. Изменение вязкости раствора в зависимости от температуры и концентрации примесей.

Программный комплекс отличает ряд современных вычислительных технологий численного решения дифференциальных уравнений, развитых для сеточных методов. В первую очередь, все методы дискретизации базируются на использовании неструктурированных многогранных сеток. Это означает, что ячейками сетки могут быть произвольные многогранники, а в сетке одновременно могут присутствовать разные типы ячеек. Безусловно, такой класс сеток включает все более простые и распространенные классы: прямоугольные, гексаэдральные, треугольно-призматические, тетраэдральные сетки. Применение произвольных многогранных сеток призвано обеспечить высокую точность аппроксимации границ расчетных областей. Благодаря применению вышеназванных адаптированных сеток и, в перспективе, динамическому локальному перестроению сеток будет достигнута высокая точность и скорость вычислений.

В разработке комплекса принципиально большое внимание уделяется пользовательской оболочке. Интерфейс (см. рис. 4.6.2.16) интегрирует все расчетные и сервисные модули комплекса, предоставляет средства задания исходных данных, управления процессом моделирования и постобработки результатов расчетов. В нем

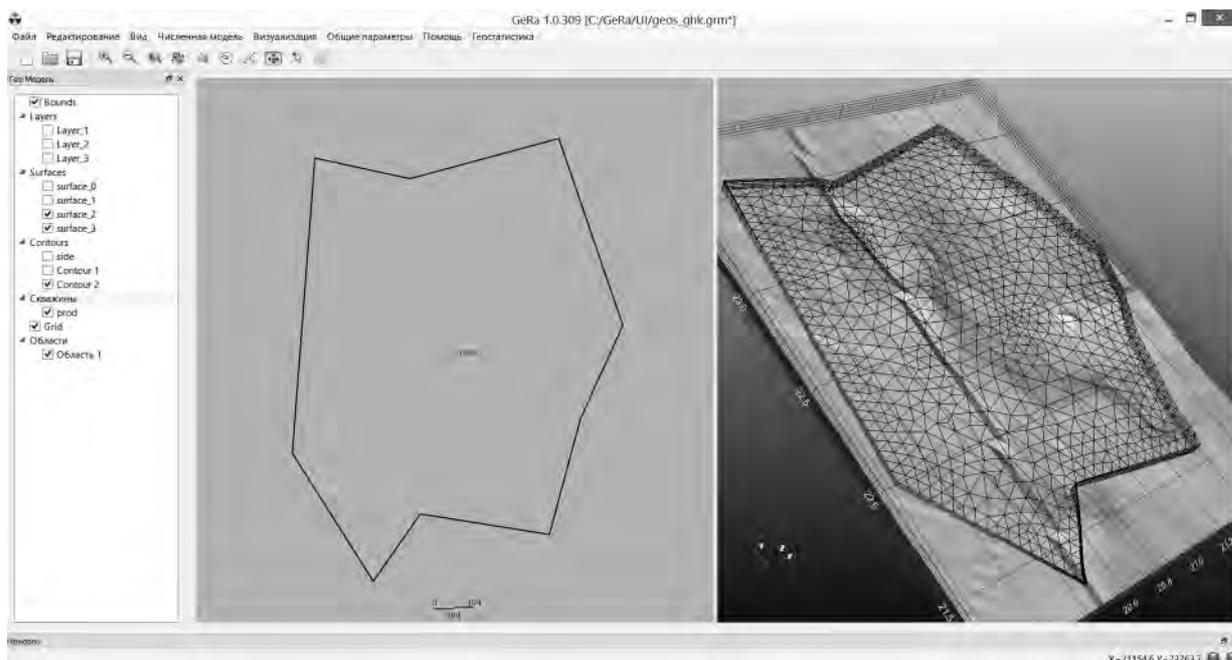


Рис. 4.6.2.16. Графический интерфейс расчетного комплекса

поддерживается работа с двумерными (левое графическое окно на рис. 4.6.2.16) и трехмерными (правое окно) объектами. Визуализация решения основана на использовании библиотеки VTK.

Комплекс ориентирован на обеспечение полной последовательности действий пользователя при создании и использовании моделей геофильтрации и геомиграции. Работа в нем начинается с создания геологической модели и ввода исходных данных. Затем следуют этапы построения расчетной сетки, выбора моделируемых процессов, определения параметров численных моделей и непосредственно моделирования. В итоге проводится визуализация и анализ результатов, оценка их достоверности и роли неопределенностей в исходных данных. «Экономный» подход заключается в максимально возможном использовании готовых протестированных программных средств (PHREEQC — для химических расчетов, PETSc — для параллельного решения линейных систем уравнений, Zoltan и ParMetis — для разбиения сеток по процессорам и др.). При этом усилия разработчиков направляются на области, в которых возможно существенное улучшение относительно существующих программ: мультифизические модели, высокоточные численные методы, современный графический интерфейс, приложения на российских объектах.

4.6.3. Алгоритм ранжирования потенциальных источников радиационного риска

Несмотря на то, что уровень изученности процессов воздействия радиации на человека и окружающую среду представляется достаточным для надежной оценки доз облучения и связанных с ними рисков возникновения негативных эффектов, вопросы, связанные с определением потенциальной опасности ядерно- и радиационно-опасных объектов (ЯРОО) как источников радиационного риска, требуют дополнительного исследования.

В настоящее время на территории Российской Федерации располагается более двух тысяч ЯРОО, среди которых 300 ядерных установок, 40 пунктов хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), около 1000 пунктов хранения радиоактивных отходов (РАО) и др. По предварительным сведениям 60% всех ЯРОО имеют срок эксплуатации 30–40 и более лет (рис. 4.6.3.1) и уже в ближайшее время потребуют проведения масштабных работ по завершающей стадии жизненного цикла либо продления срока эксплуатации.

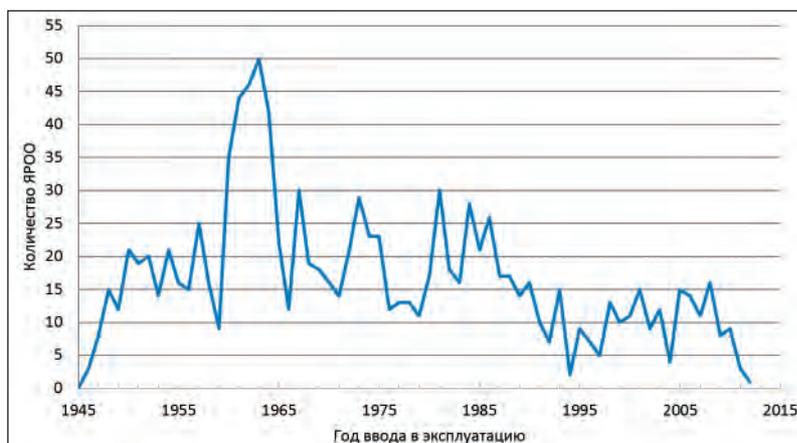


Рис. 4.6.3.1. Распределение количества эксплуатирующихся ЯРОО по годам ввода в эксплуатацию

Принятие решений в отношении приоритетности отбора объектов для проведения работ, направленных на обеспечение их безопасности, будет чаще всего происходить в условиях ограниченности финансовых ресурсов. Так, по предварительным данным, только для решения проблем с накопленными РАО необходима сумма, превышающая финансирование мероприятий по всем объектам, включенным в ФЦП ЯРБ, более чем в 2 раза.

В этих условиях идентификация и определение приоритетности объектов, требующих проведения первоочередных работ по повышению уровня безопасности, видится крайне важной задачей.

Потенциальная опасность, создаваемая ЯРОО, может зависеть от таких характеристик объекта, как объем, активность и агрегатное состояние РАО, состояние барьеров безопасности, мощность ядерной установки, объем, состояние и способ хранения ОЯТ и пр. Одни из них являются количественными величинами (к примеру, объем, активность РАО и ОЯТ), другие — качественными (состояние барьеров безопасности, состояние и способ хранения ОЯТ) [33].

Выбор приоритетов для планирования мероприятий по обеспечению безопасности ЯРОО предполагает определение обобщенного показателя степени опасности и его оценку для каждого из объектов. Такой обобщенный показатель, характеризующий «опасность» объекта для группы однотипных объектов, можно сформировать либо непосредственно из характеристик ЯРОО, либо скомпоновать из суперпозиции характеристик небольшое количество основных критериев, а уже из последних формировать обобщенный показатель. Последний способ довольно распространен. Несмотря на то, что скомпонованные критерии по большей части специфичны для каждого ЯРОО, для группы однотипных объектов (например, для группы хранилищ жидких РАО — ЖРО) их можно выбрать одинаковыми. Для другой группы (например, для хранилищ ОЯТ) набор критериев, отражающих состояние «опасности», может быть существенно иным.

Подход к категорированию в полной мере определяется его конечным назначением. Например, статьей 24 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ предусмотрено, что меры, реализуемые органами государственного регулирования безопасности по выполнению возложенных на них полномочий, должны быть соразмерны потенциальной опасности объектов использования атомной энергии и деятельности в области использования атомной энергии. Это отражается в установлении органами регулирования дифференцированных требований к материалам обоснования лицензий, периодичности надзора и т. д. Такие подходы были разработаны и в полной мере используются при работе органа государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

Как уже было показано в главе 3 настоящей монографии, свою работоспособность при ранжировании ЯРОО показали следующие подходы:

- подход, разработанный в ИБРАЭ РАН, основанный на оценке аппроксимированных рисков возникновения большой аварии и предполагающий формирование групп схожих объектов, определение обобщенного показателя степени опасности для опорных объектов в группах в монетарном выражении (руб./год) и последующую сшивку групп;
- методика ранжирования, разработанная в Управлении по выводу из эксплуатации ядерных объектов Великобритании (Nuclear Decommissioning Authority — NDA) [34].

Остановимся подробнее на их особенностях.

Методика ранжирования на основе аппроксимированных рисков

Для классификации ЯРОО по степени опасности в работе предложен метод ранжирования разнотипных объектов на основе аппроксимированных рисков. В качестве показателя степени опасности используется риск возникновения аварии с большим ущербом.

В группе однотипных ЯРОО аппроксимированные риски рассчитываются следующим образом. На основе обобщенного показателя в группе проводится ранжирование ЯРОО. Оценивается аварийный риск для одного «опорного» объекта из группы. Далее проводится аппроксимация оцененного аварийного риска на другие отранжированные объекты в группе для получения величины аппроксимированного риска. «Опорное» ЯРОО — объект не с крайним в группе значением обобщенного показателя. В используемом подходе априори предполагается, что величина аварийного риска связана определенной зависимостью с критериями, используемыми при внутригрупповом ранжировании. Выявив эту зависимость, можно рассчитать величины аппроксимированных рисков для каждого объекта в каждой из групп, и таким образом, поставленная задача ранжирования разнотипных ЯРОО будет решена — формирование списка ранжированных разнотипных ЯРОО будет осуществляться по величине их аппроксимированного риска.

Под аппроксимированным аварийным риском для i -го объекта понимается величина:

$$R_i = F_i(k_{i1}, \dots, k_{im}) \times R_0, \quad i=1, \dots, n; j=1, \dots, m, \quad (1)$$

где F — функция, описывающая зависимость значения аварийных рисков от значения критериев при внутригрупповом ранжировании. Назовем ее аппроксимирующей зависимостью, k_{ij} — значение j -го критерия для i -го объекта при внутригрупповом ранжировании, n — количество объектов, m — количество критериев, R_0 — значение аварийного риска для «опорного» ЯРОО.

Очевидно, что

$$F_0(k_{o1}, \dots, k_{om}) = 1 \quad (2)$$

Кроме того, если критерии являются независимыми, то функцию F можно представить в виде произведения:

$$F_i(k_{i1}, \dots, k_{im}) = \prod_{j=1}^m F_{ij}(k_{ij}), \quad (3)$$

где $F_{ij}(k_{ij})$ — значение функции F для i -го объекта при j -м критерии.

Для иллюстрации применения подхода предлагается рассмотреть пример ранжирования разнотипных ЯРОО — пунктов хранения ЖРО и ТРО. Используются три основных критерия: «активность-объем РАО», «возможность воздействия объекта на окружающую среду» и «характеристика барьеров безопасности».

В качестве первого из основных критериев для оценки обобщенного показателя опасности групп хранилищ ЖРО и ТРО взят критерий, зависящий от таких характеристик ЯРОО, как величина суммарной активности (A) и объем РАО (V).

Следует отметить, что при определении аппроксимирующей зависимости для этих групп учтено то, что, во-первых, высокая суммарная активность не всегда является фактором, однозначно связанным с высокой опасностью объектов, во-вторых,

высокая удельная активность также не может являться абсолютным критерием опасности ЯРОО, большие объемы НАО могут быть более опасными, чем малые объемы ВАО.

Учитывая последние соображения, функциональную зависимость критерия от этих двух факторов можно представить в следующем виде:

$$F \cdot (A, V) \sim A \times V^q, \quad (4)$$

где q числовой коэффициент ($-1 < q < 0$).

В предложенном виде функциональной зависимости отражено снижение степени опасности больших объемов РАО с незначительной удельной активностью, но с относительно высокой суммарной активностью, и незначительных объемов РАО с большой удельной активностью.

Второй основной критерий для оценки обобщенного показателя опасности — «экологическое воздействие» (B) отражает потенциальную возможность воздействия ЯРОО на окружающую среду при реализации на нем неблагоприятного сценария. Критерий характеризуется следующими факторами:

- наличие специальных сооружений, а также сооружений, находящихся поблизости от ЯРОО, разрушение которых может привести к большому аварийному выносу радиоактивных веществ в окружающую среду (B_1);
- возможность большого выноса радиоактивных веществ в окружающую среду при экстремальных метеорологических (смерч, ураган) и сейсмических явлениях (B_2).

Функциональную зависимость критерия от этих факторов можно представить следующим образом:

$$F \cdot (B) \sim F \left(1 + \sum_{i=1}^2 B^i \right) \quad (5)$$

Количественное значение факторов, определяющих вклад критерия «экологическое воздействие» в обобщенный показатель для использованного ниже множества ЯРОО лежит в диапазоне от 0 до 10 (для практического применения достаточно двух значений).

Третий основной критерий для оценки обобщенного показателя опасности — «характеристика барьеров безопасности» (BB). Безопасность объектов обеспечивается за счет применения системы физических барьеров (естественных и инженерных). В данном случае речь пойдет исключительно об инженерных барьерах.

Функциональную зависимость критерия от этого фактора можно представить следующим образом:

$$F \cdot (BB) \sim 10^{-x}, \quad (6)$$

где x — количество инженерных барьеров безопасности объекта.

С учетом (4), (5), (6) и условия нормировки (2), аппроксимирующая функция для группы объектов имеет вид:

$$F_i(A_i, V_i, B_i, BB_i) = \frac{A_i \cdot V_i^q}{A_0 \cdot V_0^q} \cdot \frac{(1 + \sum_{i=1}^2 B_1^1)}{(1 + \sum_{i=1}^2 B_0^1)} \cdot 10^{\left(\frac{x_i}{x_0}\right)} \quad (7)$$

Степень q выбирается таким образом, чтобы список ЯРОО, отранжированных по величине значения аппроксимированного риска, наибольшим образом совпадал со списком внутригруппового ранжирования.

Апробация предложенного подхода была проведена на совокупности 50 эксплуатируемых пунктов хранения жидких и твердых РАО ключевых предприятий атомной отрасли (ФГУП «ГХК», ФГУП «ПО «Маяк», ОАО «СХК» и др.).

На использованном множестве ЯРОО наиболее близкое согласование отранжированных списков (аппроксимированного и внутригруппового) достигается при $q = -0,5$; для количественной оценки значений факторов критерия «экологическое воздействие», специфичного для выбранного набора ЯРОО, использовались два значения 0 («нет») и 10 («есть»).

Таким образом, аппроксимирующая функция (7) примет вид:

$$F_i(A_i, V_i, B_i, BB_i) = \frac{A_i \cdot V_i^{0,5}}{A_0 \cdot V_0^{0,5}} \cdot \frac{(1 + \sum_{i=1}^2 B_1^1)}{(1 + \sum_{i=1}^2 B_0^1)} \cdot 10^{\left(\frac{x_i}{x_0}\right)} \quad (8)$$

Выполнив расчеты по формулам (8) и (1), ранжированный список разнотипных ЯРОО можно построить, разместив объекты в нем по убыванию величины аппроксимированного риска, см. таблицу 4.6.3.1.

Таблица 4.6.3.1

Примеры ранжирования ЯРОО различного типа

№	Предприятие	Наименование объекта	Мероприятие в ФЦП «ЯРБ»
1	ФГУП «ПО «Маяк»	Водоем-хранилище В-9	+
2	ФГУП «ПО «Маяк»	Водоем-хранилище В-17	+
3	ФГУП «ГХК»	Водоем-хранилище 354а	+
4	ФГУП «ПО «Маяк»	Теченский каскад водоемов	+
5	ОАО «СХК»	Водоем-хранилище Б-25	+
6	ОАО «СХК»	Водоем-хранилище ПХ-1	+
7	ОАО «ГНЦ НИИАР»	ПХ ЖРО здание 135	+

В соответствии с результатами ранжирования открытые водоемы-хранилища классифицированы как наиболее опасные объекты. Расположение в верхних позициях списка открытых водоемов-хранилищ обусловлено вкладом в обобщенный показатель значений критерия «экологическое воздействие» для этих объектов, который повышает степень опасности объектов, не изолированных от окружающей среды.

Результаты проведенного ранжирования хорошо согласуются с принятыми решениями о необходимости проведения мероприятий на объектах и включении их в ФЦП ЯРБ.

Методика ранжирования NDA для выводимых из эксплуатации объектов использования атомной энергии

Ранжирование установок и сооружений осуществляется на основе значений комплексного показателя опасности и ущерба окружающей среды (КП). Расчет комплексного показателя опасности и ущерба окружающей среды осуществляется по формуле:

$$\text{КП} = \text{ПРО} \cdot (\text{ИО} \cdot \text{ИНО})^4, \quad (1)$$

где: ПРО — потенциал радиологической опасности, ИО — идентификатор объекта, ИНО — идентификатор неопределенности отходов.

При расчете потенциала радиологической опасности, ПРО, учитываются следующие параметры и факторы: суммарная активность, находящаяся в объекте (СА); агрегатное состояние РАО (АС); сложность перевода в безопасное состояние (СП). В итоге:

$$\text{ПРО} = \frac{\text{СА} * \text{АС}}{\text{СП}} \quad (2)$$

На качественном уровне можно сказать, что множитель СА по смыслу является обобщенной радиометрической характеристикой источника, параметр СП характеризует свойства барьеров безопасности, а АС, по сути, отражает возможные скорости процессов миграции и фильтрации.

$$F_i \cdot (k_{i1}, \dots, k_{im}) = \prod_{j=1}^m F_{ij} \cdot (k_{ij})$$

В качестве СА используется величина, называемая потенциалом поглощаемой токсичности (ППТ). Ее физический смысл - это объем воды, который необходим для разбавления материала до безопасной для использования в качестве питьевой воды концентрации. Эту величину вычисляют по формуле:

$$\text{ППТ} = \sum_i A_i \times P_i \quad (3)$$

где: A_i — количество радионуклида i в ТБк, P_i — специфический токсический потенциал радионуклида i (СТП).

Показатель АС зависит от агрегатного состояния материала и характеризует, какая часть основного объема материала высвободится, если на короткое время (около 1 дня) будет полностью утрачена защитная оболочка. Диапазон табличных значений:

от 1 для жидкостей и газов до 10^{-6} для твердых веществ. Между этими предельными значениями находятся вещества, характеризующиеся дисперсным составом (шламы, крошка) — 0,1, и мелкие твердые объекты (гранулы, дробинки и пр.) — 10^{-5} . Консервативно при оценке АС материалы считаются более диспергированными, чем они, возможно, есть на самом деле.

Показатель СП, определяющий сложность захоронения материалов, зависит от физических и химических характеристик радиоактивных веществ источника (тепловыделение, коррозионная стойкость, горючесть, химическая стабильность — особенно по отношению к воздействию воздуха и воды, критичность, химическая активность) и характеризует время, в течение которого радиоактивный материал можно оставить без наблюдения и других вмешательств, при этом сохраняя уверенность, что защитная оболочка будет находиться в исправном состоянии. Длительный период в данном случае говорит о возможности оставления материала в текущем состоянии, а короткий период характеризует неотложность корректирующих мер. Значения показателя СП варьируются от недель до месяцев.

Идентификатор объекта отражает его текущий статус и демонстрирует, насколько объект на данный момент выполняет свою текущую функцию, вне зависимости от того, отличается ли она от исходной.

Идентификатор неопределенности отходов отражает природу и состояние материалов (химических или радиоактивных), содержащихся в анализируемом объекте по принципу «насколько становится сложнее обращаться с материалом с течением времени, если оставить его при текущих условиях, и оказывает ли существенное влияние этот фактор на подход, используемый для перевода объекта в безопасное состояние».

Этот признак дает возможность дифференцировать отходы на те, сложность перевода в безопасное состояние которых ухудшится со временем, и те, проблемность обращения с которыми не изменится, если не начать предпринимать действия по их переводу в безопасное состояние немедленно. Значения идентификатора неопределенностей отходов определяются в зависимости от сочетания следующих параметров:

- состав и количество отходов и побочных продуктов. Возможность реалистично установить количество отходов непосредственно до начала процесса перевода в безопасное состояние;
- постоянство свойств;
- физическое состояние;
- химическая реакционная способность;
- наличие упаковки отходов;
- наличие ядерной опасности;
- потенциальная реактивность (способность интенсивных изменений вещества с образованием тепла или взрыва);
- сложность и возможность мониторинга деградации материала. Возможность ведения мониторинга и обращения с деградирующими материалами с помощью стандартных методов.

В целом характеристика состояния сооружения и размещенных в нем материалов варьируется в широком диапазоне — от единиц до 10^{16} . Это позволяет корректно оценить безопасность содержания радиоактивных материалов, активность которых также варьируется в диапазоне от долей ТБк до тысяч и миллионов ТБк в отдельном объекте.

Адаптация детерминированной методики DNA

Комплексный системный подход, использованный в методике NDA, инициировал работу по ее адаптации к российским реалиям. Были конкретизированы значения идентификатора объекта (ИО), а также учтены возможные чрезвычайные ситуации и их категорирование по шкале ИНЕС. Пример характеристик объекта, используемых для определения значения параметра ИО, представлен в таблице 4.6.3.2.

Таблица 4.6.3.2

Описание идентификатора объекта

Категория	Описание	ИО
1	Защитные барьеры не функционируют. Сильное радиоактивное загрязнение за границами объекта вследствие выхода радиоактивных веществ из объекта.	100
2	Проектный срок службы сооружения исчерпан, один защитный барьер, известны/предполагаются значительные повреждения и неспособность обеспечить безопасность в чрезвычайных ситуациях. Сооружение не соответствует современным требованиям безопасности при проектных авариях.	91
3	Проектный срок службы сооружения исчерпан, один защитный барьер, незначительные повреждения. Сооружение не соответствует современным требованиям безопасности при чрезвычайных ситуациях.	74
4	Срок службы сооружения исчерпан, один защитный барьер, нет повреждений, оценены последствия чрезвычайных ситуаций и выработаны меры по их снижению, или максимальный масштаб последствий по шкале ИНЕС превышает уровень 4.	52
5	Проектный срок эксплуатации сооружения не исчерпан, нет значительных повреждений, два и более защитных барьера, обеспечивается безопасность. Тем не менее, сооружение не соответствует современным требованиям к безопасности при проектных авариях, а сроки приведения в соответствие выходят за рамки остаточного ресурса	29
6	Проектный срок эксплуатации сооружения не исчерпан, нет значительных повреждений, один и более защитных барьера, обеспечивается безопасность. Сроки приведения в безопасное состояние укладываются в остаточный ресурс. Сооружение не соответствует современным требованиям к безопасности при проектных авариях или максимальный масштаб последствий по шкале ИНЕС превышает уровень 3.	15
7	Проектный срок эксплуатации сооружения не исчерпан, нет значительных повреждений, два и более защитных барьера, обеспечивается безопасность. Сроки приведения в безопасное состояние укладываются в остаточный ресурс. Сооружение соответствует современным требованиям безопасности при проектных авариях, но, как следствие, безопасность за рамками продленного срока эксплуатации не обоснована.	8

Категория	Описание	ИО
8	Проектный срок эксплуатации сооружения не исчерпан, нет значительных повреждений, два и более защитных барьера, обеспечивается безопасность. Сроки приведения в безопасное состояние укладываются в остаточный ресурс. Сооружение соответствует современным требованиям безопасности при проектных авариях, обоснование безопасности дальнейшей эксплуатации объекта выполняется. Аварии на расположенных рядом объектах могут нанести сооружению значительный ущерб.	5
9	Проектный срок эксплуатации сооружения не исчерпан, нет значительных повреждений, два и более защитных барьера, обеспечивается безопасность. Сроки приведения в безопасное состояние укладываются в остаточный ресурс. Сооружение соответствует современным требованиям безопасности при проектных авариях, обоснование безопасности дальнейшей эксплуатации объекта выполняется. Сооружению не угрожают расположенные рядом объекты, но авария на объекте может нанести значительный вред расположенным рядом более опасным объектам.	3
10	Срок эксплуатации сооружения не исчерпан, нет значительных повреждений, два и более защитных барьера, обеспечивается безопасность. Сроки приведения в безопасное состояние укладываются в остаточный ресурс. Сооружение соответствует современным требованиям безопасности при проектных авариях, безопасность эксплуатации за рамками установленного срока обоснована. Сооружению не угрожают расположенные рядом объекты, само оно так же не представляет опасности для окружающих объектов.	2

Также была проведена адаптация категорий с конкретизацией значений идентификатора неопределенности отходов. Идентификатор определяется на основе детализированной таблицы 4.6.3.3.

Таблица 4.6.3.3

Описание идентификатора неопределенности отходов

Описание	ИНО
В сооружении находятся не переработанные (неупакованные) ядерные и/или радиоактивные материалы и иные отходы, в том числе накопленные при эксплуатации и в ходе работ по ВЭ. Материалы подвержены процессам физической деградации. Методы извлечения не определены. Мониторинг, а также контроль развития процессов деградации не производятся. Или: Полное удаление ядерных и радиоактивных материалов невозможно. Мониторинг, а также контроль развития процессов производятся, но управление затруднено или невозможно.	100
В сооружении находятся химически активные не переработанные ядерные и/или радиоактивные материалы, при этом их наличие, количество или места нахождения в общем объеме не могут быть достоверно установлены путем взятия проб или какими-либо другими способами, кроме как в ходе практических работ по их удалению.	80

Описание	ИНО
В сооружении находятся химически активные не переработанные ядерные и/или радиоактивные материалы, при этом их наличие, количество или места нахождения в общем объеме точно не известны, но могут быть достоверно установлены в рамках КИРО.	50
В сооружении находятся не переработанные ядерные и/или радиоактивные материалы, которые, вероятно, подвержены процессам физической деградации, потенциально сопровождаемым дисперсией и миграцией радионуклидов, что, в свою очередь, может повлиять на то, какие именно методы придется применять для извлечения отходов, а также привести к увеличению дозовой нагрузки на персонал, занимающийся извлечением РАО, или к возникновению потенциала критичности. Постоянный мониторинг, а также контроль развития процессов деградации производятся.	30
В сооружении находятся не переработанные радиоактивные материалы, которые не являются химически активными, но подвержены процессам физической деградации до уровней, при которых возможно увеличение дозовой нагрузки на персонал, занимающийся извлечением РАО. Постоянный мониторинг, а также контроль развития процессов деградации не производятся.	9
В сооружении находятся упакованные ядерные и/или радиоактивные материалы, которые не являются химически активными, не подвержены процессам физической деградации до каких-либо значимых уровней по итогам мониторинга. Упаковки соответствуют требованиям к безопасности при проектных авариях.	2

Апробация адаптированной методики расчета комплексного показателя опасности и ущерба окружающей среды проводилась более чем на 400 объектах наследия ФЦП ЯРБ 2016–2025 г.г. и показала приемлемость подходов при планировании мероприятий. Кроме того, сравнение результатов ранжирования по обеим методикам показало полное их соответствие, см. таблицу 4.6.3.4.

Таблица 4.6.3.4

Результаты ранжирования ЯРОО на основе адаптированной методики

№	Предприятие	Наименование объекта	Значение комплексного показателя опасности
1	ФГУП «ПО «Маяк»	Водоем-хранилище В-9	3,78E+22
2	ФГУП «ПО «Маяк»	Водоем-хранилище В-17	1,85E+21
3	ФГУП «ГХК»	Водоем-хранилище 354а	1,83E+20
4	ФГУП «ПО «Маяк»	Теченский каскад водоемов	1,10E+20
5	ОАО «СХК»	Водоем-хранилище Б-25	8,29E+19
6	ОАО «СХК»	Водоем-хранилище ПХ-1	2,96E+19
7	ОАО «ГНЦ НИИАР»	ПХ ЖРО здание 135	2,65E+14

Подводя итог, рассмотрим общие рекомендации по применению представленных методик. Первая методика эффективна при оценке необходимости повышения безопасности ЯРОО (как остановленных, так и эксплуатируемых) в рамках выбранной группы объектов одной категории. Ориентированность на сопоставление по выбранным признакам в рамках группы объектов позволяет достаточно точно осуществлять ранжирование ЯРОО, имеющих схожие характеристики, однако осложняет ее оперативное применение при работе с большим количеством разнотипных объектов.

Адаптированная методика NDA, напротив, показала работоспособность при работе с большим количеством ЯРОО, а так же при оценке и сравнении показателя опасности объектов различных категорий. Кроме того, полностью сохраняется возможность оценки потенциальной опасности для различных состояний объекта и, как следствие, мониторинга прогресса работ по повышению уровня безопасности объекта или выводу его из эксплуатации.

Литература

1. Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»
2. Комментарии к Федеральному закону «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»: постатейный. М: Издание Государственной Думы, 2014, 208 с.
3. Постановление Правительства Российской Федерации от 25.07.2012 № 767 «О проведении первичной регистрации радиоактивных отходов».
4. Постановление Правительства Российской Федерации 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»
5. Савкин М. Н., Абалкина И.Л., Дорогов В.И., и др. Подходы к оценке и сопоставлению доз, рисков и затрат для целей обоснования отнесения РАО к особым РАО. Препринт № IBRAE-2013-06. М.: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2013, 38 с.
6. Савкин М.Н., М. В. Ведерникова и др. Развитие подходов к обоснованию отнесения РАО к особым РАО. Препринт ИБРАЭ РАН №IBRAE-2014-06. М.: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2014, 15 с.
7. Абалкина И. Л., Барчуков В. Г., Бочкарев В. В. и др., Научно-техническое пособие по подготовке обосновывающих материалов для принятия решения об отнесении радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам. М.: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2014, 94 с.
8. Блохин П.А. Разработка программно-технического комплекса ОБОЯН // Сборник трудов XV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН: М. ИБРАЭ РАН, 2014. — стр.38-42.
9. Блохин П.А. Модули расчета радиационных полей в составе программно-информационного комплекса ПРОН // Сборник трудов XIV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН - М. ИБРАЭ РАН, 2013. — стр.39-42.
10. Блохин П.А., Ванев Ю.Е., Панченко С.В. Оценка возможности повторного использования металлических радиоактивных отходов в атомной промышленности. Атомная энергия, т. 117, вып.2, с. 81-85.
11. Крышев И.И., Курьинидина Л.А. Оценка ущерба окружающей среде при использовании атомной энергии. Атомная энергия, т.118 (в печати).
12. Демьянов В.В., Савельева Е.А. Геостатистика. Теория и практика. М.:Наука, 2010.
13. Моделирование миграции радионуклидов в поверхностных водах. Носов А.В.; Крылов А.Л.; Киселев В.П.; Казаков С.В. — М., Наука, 2010. — 253 с.
14. Арутюнян Р.В., Беликов В.В., Беликова Г.В., Сорокикова О.С. и др. Компьютерная система НОСТРАДАМУС для поддержки принятия решений при аварийных выбросах на радиационно-опасных объектах. Известия академии наук, серия Энергетика, № 4,1995.
15. Радиационная безопасность при выводе из эксплуатации реакторных установок гражданского и военного назначения: Проект №465-97 МНТЦ, выполн. под науч. руководством акад. РАН Хлопкина Н.С. / Енговатов И.А., Машкович В.П., Орлов Ю.В. и др. — М.: ПАИМС, 1999. 300 с.
16. Сквозной расчет радиационных характеристик отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000 И.И. Линге, Е.Ф. Митенкова, Н.В. Новиков. «Вопросы атомной науки и техники» 2011г., выпуск №1

17. Об одной из основных парадигм радиационной защиты / С. В. Казаков, И. И. Линге. — М. : ИБРАЭ, 2003. — 17 с.
18. Разработка экологических подходов к нормированию радиационного воздействия на водные экосистемы / Е. А. Бия, С. В. Казаков, И. И. Линге. — М. : ИБРАЭ, 2003. — 24 с.
19. Подходы и принципы радиационной защиты водных объектов / С. В. Казаков, С. С. Уткин; под ред. И.И. Линге ; Рос. акад. наук, Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики. — М. : Наука, 2008. — 318 с.
20. К вопросу о совершенствовании системы управления в области обеспечения экологической безопасности и охраны окружающей среды предприятий атомного энергопромышленного комплекса / И.И. Линге, С.В. Стрижова, Р. И. Бакин. — М. : ИБРАЭ, 2007. — 19 с. т
21. С. В. Казаков, С.С. Уткин. Соотношение критериев радиационной безопасности человека и окружающей среды // Радиационная биология. Радиоэкология, 2008, том 48, № 3, с. 378-382.
22. Нурлыбаев К.Н. Дозиметрические приборы в госреестре средств измерений. АНРИ, 2001, №2, с.22.
23. Нурлыбаев К.Н. Государственный реестр средств измерений РФ: приборы радиационного контроля. АНРИ, 2007, №3, с.26.
24. О.А.Кочетков, В.А.Кутьков, К.Н.Нурлыбаев, А.П.Панфилов, Б.В.Поленов. Государственный реестр средств измерений РФ: приборы радиационного контроля. АНРИ, 2014, №2, с.29.
25. В. П. Конухин, Ю. Г. Смирнов, А. О. Орлов. Оперативный контроль прочностных свойств бетона неразрушающим методом при возведении ответственных железобетонных конструкций в условиях Арктики. Арктика: экология и экономика №4(8), 2012.
26. В. М. Головизнин, П. С. Кондратенко, Л. В. Матвеев, И. А. Короткин, И. Л. Драников. Аномальная диффузия радионуклидов в сильнонеоднородных геологических формациях. М., Наука, 2010.
27. Федеральный закон от 10.01.2002 № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды» (ред. от 12.03.2014).
28. Казаков С.В., Савельева Е.А., Уткин С.С., Ястребков А.Ю. О возможности использования самоорганизующихся карт Кохонена для прогнозирования временных рядов по выпадениям атмосферных осадков // Известия Российской Академии наук. Энергетика. № 4, 2007.
29. Климова Т.И., Глаголев А.В., Гусева Е.И. и др. Атлас геоэкологических карт на территорию зоны наблюдения ФГУП «ПО «Маяк» масштабов 1:50 000:1:100 000. Москва — Озерск, 2007. 106 с.
30. ОАО «ОДЦ УГР» годовой отчет за 2010г. О.В. Бояринов, утв. И.М. Димитриев.
31. Блохин П.А., Ванеев Ю.Е. Модули расчета радиационных полей в составе программно-информационного комплекса ПРОН. Препринт ИБРАЭ РАН № ИВРАЭ-2013-03, 2013 г., 39-42 стр.
32. Further AMBER and Ecolego Intercomparisons, Jan 2004; 46 p; SKI-Report-04-05; SSI-Report-2004-01; ISSN 1104-1374.
33. О ранжировании потенциальных источников радиационного риска. Д.В. Бирюков, В.И. Дорогов, Т.А. Спивак, Д.В. Ковальчук. В кн.: Вопросы радиационной безопасности № 3, 2013.
34. NDA Prioritisation — Calculation Of Safety And Environmental Detriment Scores, Doc No EGPR02 Rev 6, April 2011.

4.7. Специальные научно-технические программы по проблемам вывода из эксплуатации

Широту диапазона вопросов научно-технического обеспечения вывода из эксплуатации демонстрирует содержание предшествующих разделов. Несмотря на сложность, все эти проблемы решаемы при наличии опыта и условий для формирования необходимых компетенций даже в рамках отдельных крупных организаций, а также финансового обеспечения.

Вместе с тем, имеется ряд научно-технических задач, вероятность решения которых в рамках одной организации практически исключена по причине их единоразового характера, уникальности и широты требуемого диапазона знаний.

Практическое развертывание работ по выводу из эксплуатации позволило выделить три таких междисциплинарных задачи, часть из которых связана с выводом из эксплуатации по варианту изоляции (консервации). К настоящему времени в основном разработаны программы их реализации.

4.7.1. Проблема облученного графита

Уран-графитовые реакторные установки различной мощности и назначения помимо России эксплуатировались в США, Франции, Великобритании, Германии, Ис-

пании, Италии, Украине, Литве. Очевидных и простых решений этой проблемы пока не выработано. И ряд национальных организаций по обращению с РАО, например, французская АНДРА, определяет эту проблему как единственную нерешенную.

Проблема связана с изменением при длительном нахождении в реакторной установке уникальных свойств реакторного графита и его объемом. Графитовая кладка является конструкционным элементом активной зоны и в процессе работы реактора подвергается значительному нейтронному облучению (имеет существенно больший набранный флюенс нейтронов по сравнению с другими РАО УГР). Наведенная активность реакторного графита во многом определяется долгоживущими и сверхдолгоживущими радионуклидами ^{14}C и ^{36}Cl . Уровни наведенной активности по ним оказываются весьма высокими (10^8 – 10^9 Бк/кг по углероду). Графит является горючим материалом (температура начала горения составляет величину ~ 700 °С), при этом опасность возгорания усугубляется наличием в облученном графите запасенной энергии (энергии Вигнера), способной при определенных условиях выделяться со значительным тепловыделением. В графите присутствуют продукты деления и актиниды, попавшие в кладку в результате радиационных инцидентов с последующим распространением делящихся материалов в кладке.

В России графит применялся на промышленных реакторах, энергоблоках с реакторами АМ, АМБ, РБМК и ЭГП в форме графитовых блоков, формирующих активную зону и отражатели, и графитовых втулок и колец, окружающих технологические каналы. Наиболее изученным с точки зрения радиационных характеристик и механизмов накопления радионуклидов является графит остановленных ПУГР. Состав и активность радионуклидов в облученном графите во многом определяется микропримесными элементами в исходном графите, которые, несмотря на высочайшие требования по чистоте, исходно не фиксировались.

Исследование радиационных характеристик графита

К настоящему времени достаточно хорошо отработаны методы исследования радиационных характеристик облученного реакторного графита ПУГР. Эти же методы могут быть применены на реакторах других типов.

Установлено, что основными продуктами активации примесей в облученном графите являются следующие изотопы: ^{14}C , ^3H , ^{60}Co , ^{55}Fe , ^{36}Cl , ^{63}Ni . Основным дозообразующим элементом в настоящее время является ^{60}Co . Образование ^{60}Co происходило в результате активации присутствующего в графите в виде примеси ^{59}Co и продуктов коррозии материалов первого контура, попавших в кладку при протечках теплоносителя. Примесный ^{60}Co распределен практически равномерно по горизонтальному сечению графитового блока и его активность составляет в первые годы после прекращения эксплуатации $\sim 10^3$ – 10^4 Бк/г. Попавший в кладку с теплоносителем ^{60}Co локализован в приповерхностном слое графитовых деталей, его активность может превосходить наведенную в 2–3 раза. В реакторном графите ^{14}C образуется, в основном, по двум нейтронным реакциям: $^{13}\text{C}(n,\gamma)^{14}\text{C}$ и $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$. Определяющий вклад вносит вторая реакция.

Основной вклад в накопление трития в графите вносят реакции взаимодействия нейтронов с ядрами ^6Li и ^{14}N . Первоначально фиксированный в графите тритий с течением времени вследствие диффузии или других процессов может поступать в окружающую среду. Распределение трития в образцах графита, отобранных из блоков различных ячеек ПУГР, неравномерно. Остальные активационные радионуклиды образуются в основном из примесей, содержащихся в исходном графите. Основная

доля радионуклидов, образовавшихся в результате активации, находится в графитовой матрице в зафиксированной форме и может перейти в подвижную форму только при термохимическом воздействии на графит (например, в результате окисления).

Продукты деления и актиноиды

При эксплуатации УГР имели место радиационные инциденты с топливом, последствиями которых было попадание делящихся материалов и продуктов деления в кладку. Такие инциденты фиксировались почти на всех ПУГР и в редких случаях — на реакторах типа РБМК. Длительное облучение фрагментов топлива, оставшихся в кладках после локализации аварий, привело к образованию продуктов деления и трансурановых радионуклидов (в том числе долгоживущих), которые в основном и определяют радиационные характеристики графитовой кладки в районах аварийных ячеек. Исследования, проведенные на ПУГР, показали, что загрязнения радионуклидами облученного материала ТВЭЛ имеют обширные районы графитовых кладок (до 30% объема). Основные идентифицированные радионуклиды:

- продукты деления — ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{106}Ru , ^{154}Eu , ^{90}Sr ;
- актиноиды — ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{243}Am , ^{241}Am , ^{244}Cm .

При инцидентах, имевших место на ранних этапах работы ПУГР, в их кладках было рассеяно определенное количество урана. Частицы урана разносились водяным паром и оседали на поверхности графита как со стороны технологических каналов, так и в щелях между блоками.

Данные по содержанию и распределению ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{106}Ru , ^{154}Eu , ^{90}Sr в графитовых блоках ПУГР свидетельствуют о значительном переносе этих радионуклидов от места инцидента. Доля их в поверхностном слое графита на 2–3 порядка выше, чем в объеме блока.

Анализ полученных результатов позволяет сделать ряд выводов: основная доля актинидов и продуктов деления (до 80%) сосредоточена в ячейках, прилегающих к аварийным, при этом наиболее загрязнены боковые и горизонтальные поверхности блоков; содержание актинидов и продуктов деления в объеме блоков в сотни раз ниже, чем в поверхностном слое. Это относится как к близким к аварийным, так и удаленным от аварийных ячейкам.

Таким образом, в части исследования радиационных характеристик накоплен значительный методологический и инструментальный опыт, который может быть использован на энергетических реакторах.

Энергия Вигнера

С точки зрения обеспечения безопасного хранения облученного реакторного графита потенциальную опасность представляет возможность повышения его температуры за счет выделения запасенной энергии (энергии Вигнера). Как показывают отечественные и зарубежные исследования, величина запасенной энергии и возможность ее самоподдерживающегося выделения зависят от температуры облучения графита.

В настоящее время для ПУГР определены наиболее опасные, с точки зрения спонтанного повышения температуры вплоть до температуры возгорания после нагревания внешним источником тепла, условия облучения графита. Также установлено, на каких типах реакторов и в каких локализациях величина запасенной энергии достигает наибольшего значения, и при каких условиях может начаться процесс го-

рения графита. Основная масса графитовых блоков и втулок УГР эксплуатировалась при температурах, существенно выше критической, что исключает спонтанное выделение энергии Вигнера и рост температуры до температуры воспламенения графита. В целом для ПУГР сделаны выводы о количестве запасенной энергии в графитовых блоках и втулках и о возможности спонтанного выделения энергии Вигнера и развития самоподдерживающегося роста температуры графита после предварительного нагрева внешним источником.

Аналогичный комплекс работ необходимо осуществить для иных реакторных установок.

Общая программа по графиту

После длительного (в течение ~30 и более лет) облучения графит не приобрел никаких уникальных свойств, которые могли бы ему создать области полезного применения по сравнению с необлученным графитом. Поэтому облученный графит относится к категории РАО.

В соответствии с Федеральным законом об обращении с радиоактивными отходами № 190-ФЗ от 11.07.2011 г. обращение с облученным графитом возможно по двум вариантам. Для **особых РАО**, содержащих облученный графит, — захоронение на месте (создание пункта консервации) с созданием дополнительных защитных барьеров безопасности и учетом геологических особенностей площадки размещения. Для **удаляемых РАО**, содержащих облученный графит, — демонтаж (извлечение из мест размещения) с последующим глубинным или приповерхностным захоронением. Эти варианты определяют планируемые схемы и общие принципы системы обращения с облученным графитом (рис. 4.7.1.1 и 4.7.1.2).

В обоих вариантах необходимы комплексы исследовательских работ, связанных с определением параметров, характеризующих выщелачивание радиоактивности из графита и последующие геомиграционные и геофильтрационные процессы. Только в одном случае это надо делать в привязке к местам размещения существующих установок, а в других — к местам потенциального размещения пункта захоронения. Более подробно вопрос формирования программ по решению аналогичных задач рассмотрен в следующих подразделах.

Принятой Программой предусмотрены следующие направления деятельности:

- 1. Паспортизация графита кладок ПУГР и пунктов хранения ТРО, содержащих облученный графит.**
 - 1.1. Разработка и утверждение руководящего документа «Требования к проведению КИРО графитовых кладок УГР».
 - 1.2. Разработка и утверждение руководящего документа «Классификация облученного графита. Критерии приемлемости для захоронения на месте».
 - 1.3. Проведение КИРО и уточнение данных в рамках требований разрабатываемой методики оценки рисков графитовых кладок — УГР и создания единой информационной базы по УГР 2015-2017.
 - 1.3.1. Определение изотопного состава, величины активности, распределения активационных радионуклидов в объеме кладки и отдельных блоков.
 - 1.3.2. Определение форм нахождения продуктов активации, деления и актинидов в графите кладок.

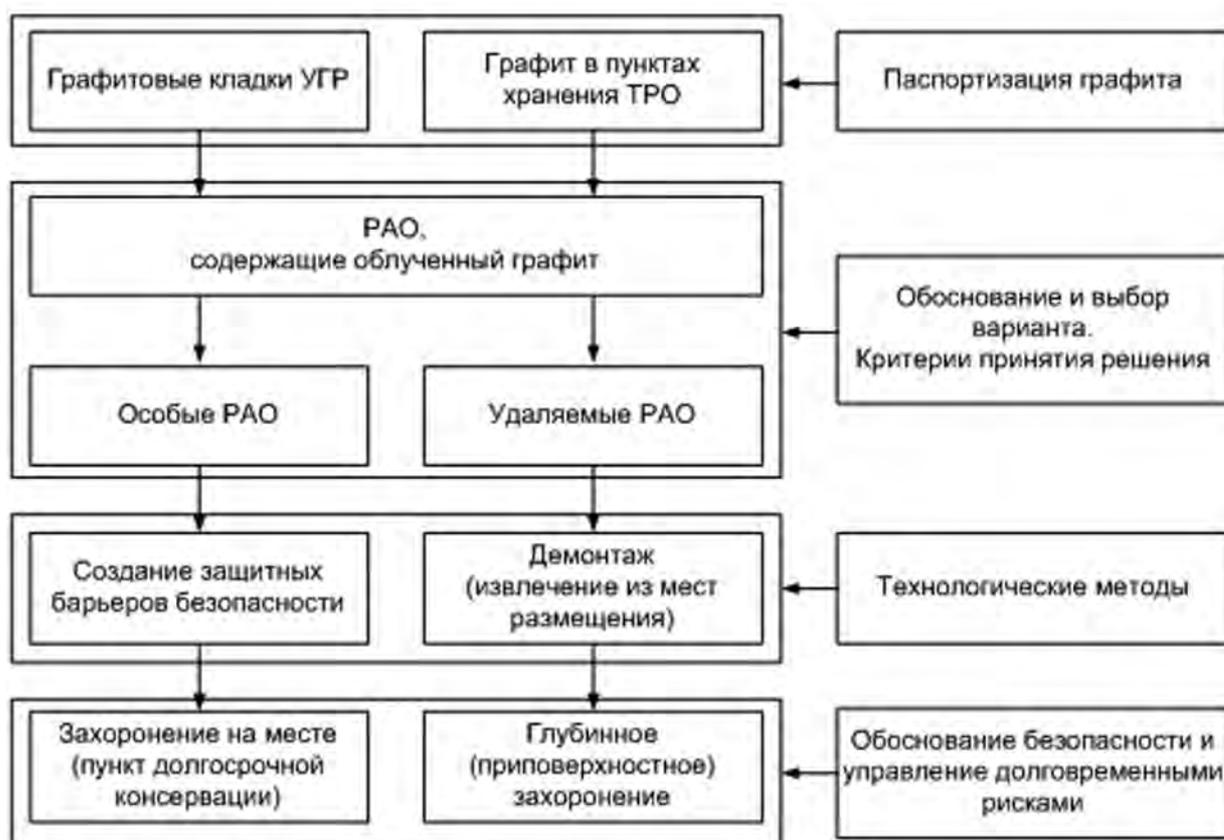


Рис. 4.7.1.1. Система обращения с облученным графитом

- 1.3.3. Определение в графитовых кладках УГР, содержащих просыпи ядерного топлива, масс просыпей, зон их локализации, изотопного состава и активности, физико-химического состояния, остаточного содержания делящихся изотопов. Анализ аварийных ячеек, анализ исторических данных и расчетных данных по результатам сканирования ячеек. Анализ ядерной безопасности.
- 1.3.4. Оценка физико-механического состояния облученного графита, величины и условий выделения энергии Вигнера, проведение оценки возможности самоподдерживающегося выделения.
- 1.4. Разработка и утверждение нормативного документа по ВЭ пунктов хранения РАО, содержащих облученный графит, согласно разработанным критериям.
- 1.5. Проведение КИРО пунктов хранения ТРО, содержащих облученный графит (СХК, ГХК, БАЭС).
2. **Обоснование и выбор вариантов обращения с облученным графитом.**
 - 2.1. Выполнение ТЭО с выбором и обоснованием варианта обращения с графитом для каждого ПУГР и АМБ-2 (БАЭС) и пунктов хранения ТРО, содержащих облученный графит.
3. **Создание защитных барьеров безопасности.**
 - 3.1. Разработка составов и технологии создания барьеров безопасности пунктов хранения, содержащих облученный графит кладок и сменные детали, с учетом особенностей размещения объектов.

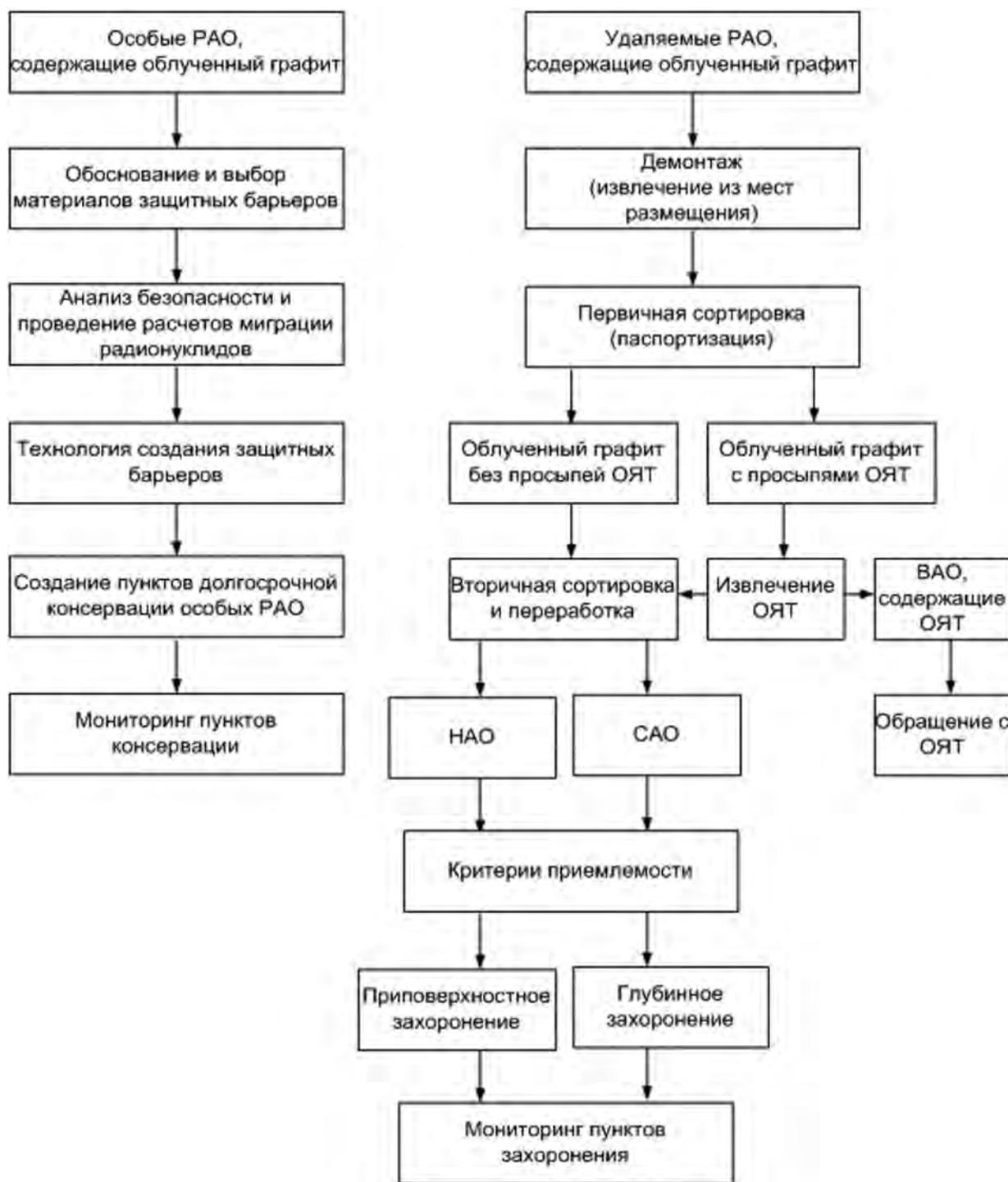


Рис. 4.7.1.2. Общие принципы системы обращения с РАО, содержащими облученный графит

- 3.2. Создание опытных участков барьеров в зонах размещения объектов с облученным графитом.
- 3.3. Мониторинг площадок размещения УГР и пунктов хранения ТРО, содержащих облученный графит, при выполнении всех этапов работ по ВЭ и после ВЭ. Контроль состояния системы дополнительных барьеров безопасности.
4. **Технологическое обеспечение процессов обращения с удаляемыми РАО, содержащими облученный графит.**

- 4.1. Разработка технологий обращения с графитом кладок УГР по результатам ТЭО.
- 4.2. Исследование и разработка технологии и оборудования по переработке облученного графита.
- 4.3. Разработка конструкций защитных контейнеров для графита УГР и графита из пунктов хранения ТРО.
- 4.4. Создание, адаптация, внедрение методов анализа твердых, жидких и газообразных сред на содержание ^{14}C , ^{36}Cl .
- 4.5. Изучение возможности отделения делящихся материалов и продуктов деления от облученного реакторного графита жидкостными и пирохимическими способами в лабораторных условиях.
- 4.6. Отработка технологии сжигания отработавшего реакторного графита в лабораторных и пилотных масштабах.
- 4.7. Выполнение расчетов для обоснования допустимых выбросов ^{14}C при обращении с облученным реакторным графитом.
- 4.8. Разработка методов паспортизации графита.
5. **Обоснование безопасности и управление долговременными рисками**
 - 5.1. Расчетное обоснование безопасности воздействия на окружающую среду радиационно-опасных объектов, существующих на площадках размещения ПУГР.
 - 5.2. Разработка моделей и выполнение прогнозных расчетов миграции радионуклидов при различных вариантах ВЭ БилАЭС (Билибинская АЭС).
 - 5.3. Разработка методов мониторинга при захоронении облученного графита (Билибинская АЭС).

В отношении создания многобарьерной системы изоляции для ПУГР проблема уже решается. Наиболее иллюстративен пример захоронения на месте ПУГР на ГХК, где реакторы расположены в горных выработках. Горный массив образует природный барьер безопасности — естественный внешний контайнмент, который в совокупности с существующими и дополнительно создаваемыми защитными барьерами обеспечивает выполнение современных требований по радиационной безопасности. Кроме того, горный массив выполняет функцию основного конструктивного элемента подземного сооружения, который в состоянии выдерживать значительные внешние и внутренние техногенные нагрузки и воздействия. Реализация варианта захоронения реакторов на месте позволит локализовать и изолировать основные радиоактивно загрязненные компоненты оборудования, строительных конструкций и радиоактивные отходы в шахтах реакторов с созданием необходимых физических барьеров безопасности, исключающих несанкционированный доступ в зону локализации РАО и нерегламентированный выход радиоактивных веществ в окружающую среду.

4.7.2. Проблема обоснования долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов

В 2013 г. под эгидой МАГАТЭ была проведена международная экспертиза по оценке соответствия практики обоснования безопасности при глубинной закачке жидких радиоактивных отходов в Российской Федерации современным международным требованиям и отнесения к так называемым лучшим практикам. В полном объеме эту задачу решить не удалось, что в определенной мере было связано и с тре-

бованиями нормативных документов. Замечания зарубежных экспертов и результаты обсуждений с российскими специалистами позволили сформулировать перечень вопросов для дальнейших исследований. Среди них:

- Полнота и системность в части описания гидрогеологических свойств объекта, геохимических процессов и свойств новообразований (например, устойчивости), набора рассмотренных сценариев эволюции пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов (ПГЗ ЖРО), например, сценариев, учитывающих геологические и климатические изменения, набора рассмотренных путей возможного облучения, в частности при рассмотрении сценария с водоснабжением.
- Уровень аргументации, включая присутствие качественных аргументов и консервативных расчетов, упрощенную параметризацию гидрогеологической среды, используемой при моделировании миграции.
- Учет и анализ неопределенностей. Все неопределенности должны быть сформулированы и учтены на всех этапах моделирования. Экспериментальные исследования должны быть направлены на снижение неопределенности.
- Отсутствие детальной концепции закрытия, где бы были, в частности, обоснованы: надежность материалов для закрытия скважин; отсутствие вертикальной миграции радионуклидов по открытым и плохо загерметизированным скважинам; период активного мониторинга, а также длительность временного интервала для прогнозных расчетов; аспекты безопасности сохранения открытых скважин для ведения мониторинга.

Замечания международных экспертов частично перекликаются с требованиями отечественных органов регулирования безопасности (Ростехнадзор и Роснедра), установленными в лицензиях на эксплуатацию и пользование недрами для ПГЗ ЖРО филиалов «Северский», «Димитровградский» и «Железногорский» ФГУП «НО РАО».

В итоге объем и масштаб замечаний таков, что они могут быть устранены только в рамках специальной программы расчетно-экспериментальных исследований, направленных на обоснование долговременной безопасности ПГЗ ЖРО. Такая Программа была разработана в 2014 г., дважды обсуждалась на секции НТС № 10 Госкорпорации «Росатом» и в настоящее время готовится к утверждению.

В разработке Программы принимало участие более 20 организаций. Ниже приводятся ее основные направления:

1. Предварительный этап по концептуальному и математическому описанию эволюции ПГЗ ЖРО. Формирование детальной программы экспериментальных исследований, необходимых для параметризации расчетных моделей.
 - 1.1. Расчетные модели и сценарии для описания эволюции ПГЗ ЖРО.
 - 1.1.1. Обобщение современного опыта математического моделирования процессов, связанных с эксплуатацией ПГЗ ЖРО.
 - 1.1.2. Учет неопределенностей и обращение с ними.
 - 1.1.3. Разработка сценариев воздействия ПГЗ ЖРО на окружающую среду и человека.
 - 1.1.4. Разработка сценариев воздействия внешних факторов на эволюцию ПГЗ ЖРО.
 - 1.2. Анализ накопленной информации о ПГЗ ЖРО для формирования программы исследований по уточнению параметров расчетных моделей.
 - 1.2.1. Анализ имеющейся информации для параметризации моделей геофильтрации и геомиграции на ПГЗ ЖРО.

- 1.2.2. Анализ имеющейся информации по эволюции ПГЗ ЖРО в период эксплуатации.
- 1.2.3. Анализ данных по микробиологическому воздействию на ПГЗ ЖРО.
- 1.2.4. Коллоидный перенос.
- 1.3. Уточнение радиоэкологических параметров ПГЗ ЖРО.
 - 1.3.1. Уточнение радиоэкологической емкости ПГЗ ЖРО.
 - 1.3.2. Обоснование критериев приемлемости ЖРО для захоронения.
- 1.4. Развитие систем мониторинга.
 - 1.4.1. Совершенствование систем мониторинга ПГЗ ЖРО без дополнительного нарушения геологической среды.
- 1.5. Выполнение многовариантных расчетов.
 - 1.5.1. Подготовка документов по оценке безопасности всех ПГЗ ЖРО.
2. Основной этап по концептуальному и математическому описанию эволюции ПГЗ ЖРО. Расчетно-экспериментальные исследования.
 - 2.1. Геологическое доизучение ПГЗ ЖРО.
 - 2.2. Уточнение физико-химических характеристик геологической среды (с учетом происшедших в результате закачки изменений).
 - 2.3. Уточнение моделей деградации ИББ.
 - 2.4. Анализ влияния микробиологической составляющей на эволюцию среды.
 - 2.5. Изучение коллоидной миграции радионуклидов.
 - 2.6. Совершенствование математического описания процессов ПГЗ ЖРО.
 - 2.7. Подготовка документов по оценке безопасности всех ПГЗ ЖРО.
3. Исследования по материалам, конструкциям и технологиям для закрытия ПГЗ ЖРО.
 - 3.1. Анализ тампонажных материалов и конструкций.
 - 3.2. Разработка и апробация технических решений по тампонированию скважин.
 - 3.3. Создание инженерных противомиграционных барьеров в дополнение к естественным геологическим барьерам, ограничивающим миграцию радионуклидов на местах захоронения ЖРО.
 - 3.4. Подготовка документов по оценке безопасности всех ПГЗ ЖРО.
4. Нормативно-правовое регулирование.
 - 4.1. Устранение проблем, связанных с нормативно-правовым обеспечением обоснования безопасности ПГЗ ЖРО в части соответствия международным стандартам.

По каждому направлению определены задачи и целевые показатели. Например, для мероприятия 3.1 необходимо провести серию экспериментов с тампонажными материалами и материалами конструкций скважин ПГЗ ЖРО для исследования:

- различных составов и структуры тампонажного материала (бетоны, бентониты, использование различных глин и т.п.);
- различных типов сталей, используемых в конструкции скважин;
- влияния на материалы химического состава геологической среды, грунтовых вод, закачанных отходов;
- влияния на материалы температурного режима скважин и давления;
- радиационного воздействия на материалы;
- воздействия микробиологического сообщества, характерного для среды.

По итогам выполнения мероприятий направления 3.1 должен быть обоснован выбор тампонажного материала, обеспечивающего характеристики инженерных барьеров безопасности (ИББ) в рамках реализуемой концепции захоронения, и получены значения исходных данных для моделирования процессов деградации ИББ в рамках оценки безопасности.

Помимо устранения замечаний Миссии МАГАТЭ и выполнения требований документов Ростехнадзора и Роснедр реализация программы исследований позволит решить следующие задачи:

- Обоснование оптимального пространственно-временного графика закачек для минимизации рисков выхода радионуклидов за пределы горного отвода.
- Обоснование периодичности и объема долговременного мониторинга.
- Разработка национальной методологии обоснования безопасности ПГЗ РАО.
- Уточнение границ горных отводов.
- Определение сроков работ по закрытию полигонов.

4.7.3. Проблема обоснования долговременной безопасности проектируемого пункта глубинного захоронения твердых радиоактивных отходов 1 и 2 класса

В соответствии с отечественными и международными требованиями при подаче документов на лицензирование любого пункта глубинного захоронения твердых радиоактивных отходов (ПГЗ ТРО) необходимо научно обоснованное подтверждение реализации концепций удержания и изоляции на весь период потенциальной опасности объекта. Для ПГЗ ТРО 1 и 2 класса, проектируемого в Нижнеканском гранитоидном массиве, этот период времени — не менее миллиона лет. С учетом того, что основная долговременная опасность этого объекта определяется возможной миграцией радиоактивного загрязнения с подземными водами, необходимо разработать согласованную систему расчетных моделей выхода радионуклидов за пределы инженерных барьеров безопасности и переноса в геологической среде с дальнейшим расчетом воздействия на человека и биоту.

Необходимо принимать во внимание отсутствие российского опыта моделирования процессов миграции на столь долгие периоды времени.

Основные требования к разработке комплекса согласованных расчетных моделей ближней и дальней зоны ПГЗ ТРО в Нижнеканском гранитоидном массиве для оценок долговременной безопасности, соответствующих требованиям Ростехнадзора и МАГАТЭ, заключаются в следующем:

- Априори трудно определить весь спектр и уровень детальности описания процессов, которые должны быть учтены в рамках оценки безопасности, что обусловлено длительным периодом потенциальной опасности захоронения. Очевидно, что среди них будут процессы конвекции, молекулярной диффузии, гидродинамической дисперсии, химического взаимодействия, биологические и тепловые процессы, различные процессы деградации инженерных барьеров и матриц иммобилизации РАО. В долгосрочной перспективе будут оказывать значимое воздействие также климатические, тектонические изменения, сейсмические процессы. В рамках работ по идентификации существенных явлений, событий и процессов, а также исследований, которые будут проводиться в ПИЛ, должен

- быть итерационным образом обоснован полный спектр процессов, существенных для моделирования.
- В Нижнеканском гранитоидном массиве перенос идет по системе трещин. Требуется разработка математических моделей и вычислительных технологий для параметризации моделей и для расчета переноса в трещиновато-пористых средах.
 - Необходимость оценки неопределенностей, присутствующих в модели и ее параметрах, и оценки достоверности результатов моделирования. В том числе неопределенности связаны с существенной пространственной неоднородностью расчетных параметров модели, присущей, как правило, трещиноватым средам.
 - Необходимость учета в моделях большого числа физических, химических и, возможно, микробиологических процессов, имеющих различные временные и пространственные масштабы и зачастую не покрываемых функционалом современных расчетных средств.
 - Итерационное построение работы в следующей логике:
 - Разработка и адаптация расчетных моделей для корректного учета всех существенных для миграции радионуклидов событий, процессов и явлений.
 - Параметризация моделей и непосредственные расчеты, включая вероятностную оценку их достоверности.
 - Определение направлений исследований в ПИЛ, нацеленных на уточнение параметров расчетных моделей и, следовательно, повышение достоверности расчетов.
 - Необходимость соответствия международно признанным подходам, отраженным в документах МАГАТЭ SSR-5, SSG-14 и SSG-23.

В настоящее время силами НО РАО, ИБРАЭ РАН, ИФХЭ РАН, ИВМ РАН, СПбО ИГЭ РАН, ВНИПИПТ, МГУ разрабатывается программа исследований. Предусмотрены следующие основные направления деятельности:

1. Обоснование перечня значимых для обоснования долговременной безопасности явлений, событий и процессов, требующих детального изучения и моделирования.
2. Формирование массива исходных данных для разработки документации по обоснованию безопасности, в том числе:
 - состав и характеристики РАО;
 - горно-геологические, гидрогеологические, сейсмические, сорбционно-миграционные характеристики массива горных пород; основные объемно-планировочные и конструктивные решения ПГЗ ТРО;
 - основные технологические решения по созданию и эксплуатации ПГЗРО.
3. Разработка набора базовых и альтернативных расчетных сценариев.
4. Подготовка плана исследований в ПИЛ для обоснования значений параметров, существенных для долговременной безопасности.
5. Схематизация гидрогеологических условий ПГЗ ТРО, обоснование исходных данных по гидрогеологическим условиям.
6. Первичная параметризация референтной структуры ближней зоны захоронения (матрицы, контейнеры, инженерные барьеры). Включает исследования по следующим направлениям (но не ограничивается ими):
 - газовыделение при коррозии, радиолитизе и разложении материалов в их составе;

- тепловые процессы в ближней зоне захоронения РАО 1 класса;
 - процесс выщелачивания радионуклидов из матриц иммобилизации РАО;
 - адвективно-диффузионный перенос в барьерах безопасности;
 - химические процессы в ближней зоне захоронения (в т.ч., динамика состава поровых вод).
7. Разработка численной модели выхода радионуклидов из ближней зоны захоронения, способной учесть значимые для долговременной безопасности процессы (см. п.6).
 8. Совершенствование расчетного инструментария для учета в моделях ближней и дальней зон всех значимых процессов (фильтрация и перенос по трещинам, тепловые, химические и др. процессы).
 9. Разработка численной модели геомиграции радионуклидов в дальней зоне захоронения (от ПГЗ ТРО к биосфере).
 10. Создание численной модели воздействия ПГЗ ТРО на население и объекты окружающей среды по различным сценариям эволюции ПГЗ ТРО. Предполагает интеграцию моделей ближней и дальней зон, разработку (либо адаптацию существующих к условиям размещения данного ПГЗ) моделей формирования дозовых нагрузок на население.
 11. Выполнение расчетов по обоснованию долговременной безопасности на основе разработанных сценариев.
 12. Оценка достоверности и неопределенности.
 13. Разработка требований по углубленным исследованиям в ПИЛ (физические и химические свойства геологической среды, упаковок, инженерных барьеров) на основе проводимых расчетов.
 14. Развитие разработанных расчетных моделей по мере получения новых результатов в ПИЛ.
 15. Итерационные расчеты по обоснованию долговременной безопасности.

ГЛАВА 5

Перспективы работ по выводу из эксплуатации ЯРОО на период после 2015 года

Перспективы развития работ на период после 2015 года определяются двумя основными факторами. Во-первых, это государственная политика в сфере организации бюджетного процесса в целом и обеспечения ядерной и радиационной безопасности в частности. Во-вторых, это ориентация Госкорпорации «Росатом» на развитие системы управления, активного использования средств специального резервного фонда и повышение эффективности работ, в том числе с ориентиром на снижение в будущем обязательств, связанных с необходимостью вывода из эксплуатации ЯРОО и реабилитацией территорий.

Ориентиры для определения будущих направлений работы дали Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года (далее Основы), утвержденные Президентом Российской Федерации 1 марта 2012 г. № Пр-539 [1]. Отметим несколько положений из Основ, важных для рассматриваемого вопроса, включая формулирование цели, основных направлений, задач и инструментов реализации.

«Целью государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности является последовательное снижение до социально приемлемого уровня риска техногенного воздействия на население и окружающую среду при использовании атомной энергии, а также предупреждение чрезвычайных ситуаций и аварий на ядерно и радиационно опасных объектах».

Среди основных направлений работ, ориентированных на достижение этой цели определена: «ликвидация и утилизация ядерно и радиационно опасных объектов, эксплуатация которых по функциональному назначению прекращена, отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов и реабилитация радиационно загрязненных участков территорий Российской Федерации».

Актуальными задачами в этой области признаны:

«а) постоянный учет ядерно и радиационно опасных объектов, эксплуатация которых по функциональному назначению прекращена, отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов, радиационно загрязненных участков территории Российской Федерации;

б) обеспечение оптимального темпа вывоза с площадок эксплуатирующих организаций, переработки или размещения на длительное хранение отработавшего ядерного топлива;

в) разработка и осуществление комплекса мер по:

— вводу в эксплуатацию объектов централизованной инфраструктуры обращения с отработавшим ядерным топливом, обеспечивающей его безопасное транспортирование, долговременное хранение и переработку;

— строительству пунктов приповерхностного захоронения низкоактивных радиоактивных отходов, а также пункта глубинного захоронения долгоживущих и высокоактивных радиоактивных отходов;

— созданию инновационных технологий переработки отработавшего ядерного топлива, радиоактивных отходов, выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов;

— ликвидации экологического ущерба и реабилитации радиационно загрязненных участков территории Российской Федерации;

— безопасной промышленной утилизации выведенных из состава Военно-Морского Флота атомных подводных лодок и надводных кораблей с ядерными энергетическими установками и судов их обслуживания, а также выведенных из эксплуатации судов атомного ледокольного флота;

— утилизации выведенных из эксплуатации приборов и материалов, используемых в разработках ядерного оружейного комплекса, включая работы по переработке и транспортированию объектов к месту утилизации.»

В качестве основных инструментов реализации Основами определены:

а) законодательные и иные нормативные правовые акты Российской Федерации, нормы и правила ядерной и радиационной безопасности;

б) средства организаций, эксплуатирующих ядерно и радиационно опасные объекты;

в) специальные резервные фонды, создающиеся за счет отчислений организаций, эксплуатирующих особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты;

г) государственные программы, включая федеральные целевые программы и отраслевые (ведомственные) целевые программы, направленные на решение задач в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности;

д) средства бюджетов субъектов Российской Федерации;

е) планы мероприятий по реализации настоящих Основ, утверждаемые Правительством Российской Федерации».

Таким образом, новые Основы сохранили базовые ориентиры государственной политики в предшествующий период и в полном объеме предусматривали не только работы по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов, но и весь обеспечивающий комплекс работ. При этом в качестве инструментов реализации этой политики предусматривались государственные и федеральные целевые программы.

Период 2010–2014 годов был отмечен несколькими особенностями, связанными с государственной политикой в сфере организации бюджетного процесса в целом. Во-первых, это особенности, связанные с инициативами Правительства Российской Федерации по повышению эффективности бюджетных расходов, в рамках которой претерпевают изменения подходы к планированию государственных расходов. Распоряжением Правительства Российской Федерации № 1950-р от 11 ноября 2010 г. «Об утверждении перечня государственных программ Российской Федерации» [2] была предусмотрена разработка Государственной программы Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса». В состав государственной программы должны были войти ФЦП ЯРБ и отдельная подпрограмма «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на период до 2020 года». Подпрограмма являлась в определенной мере аналогом ФЦП ЯРБ. Ее целью предполагалось комплексное решение накопленных проблем в области обращения с отработавшим ядерным топливом, радиоактивными отходами, вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов и совершенствование систем контроля, аварийного реагирования и медико-санитарного обеспечения. Единственным, но сильно отягчающим обстоятельством, сопровождавшим этот процесс, стало то, что решения Правитель-

ства России по государственным программам не сопровождались взятием дополнительных бюджетных обязательств. В рассматриваемой сфере обеспечения ядерной и радиационной безопасности это касалось временного диапазона 2016–2020 годов. В итоге соответствующая программа была разработана и утверждена, а затем актуализирована — это утвержденная постановлением Правительства Российской Федерации от 02.06.2014 № 506-12 Государственная программа Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса» [3].

Одновременно и наиболее остро в 2014 году стали проявляться факторы, существенно затрудняющие возможность финансирования любых государственных программ из средств федерального бюджета. Таким образом, в период 2012–2014 годов разработка новой программы происходила в условиях сильно отличающихся представлений ключевых федеральных органов исполнительной власти как об организационной форме новых программ (государственные программы и их подпрограммы или федеральные целевые программы), так и об объемах их возможного финансирования.

Несмотря на указанные сложности в рамках основного варианта разрабатывалась концепция ФЦП ЯРБ на 2016–2025 годы. Еще в 2012 году в соответствии с планом реализации первоочередных мероприятий Основ государственной политики [4] была начата разработка соответствующих документов — проекта постановления Правительства Российской Федерации «О концепции федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2025 года», собственно концепции и обосновывающих материалов. Однако рассмотрение и согласование концепции федеральными органами исполнительной власти, ответственными за формирование государственных и целевых программ затягивалось как по уже упомянутым общим причинам, так и по специфической, обусловленной желанием этих органов более полно и целостно рассмотреть итоги реализации действующей ФЦП ЯРБ.

Эти требования можно было бы признать рациональными в условиях однолетнего цикла планирования. В условиях необходимости планирования многолетних работ, а также постоянно нарастающих тенденций снижения возможностей финансирования работ по наследию из средств федерального бюджета, формирование новой программы стало чрезвычайно трудной задачей, потребовавшей рассмотрения большого количества вариантов. Например, в 2014 году как один из вариантов прорабатывался вопрос о продлении действующей ФЦП ЯРБ до 2025 года. Это создавало определенные трудности при обосновании включения новых мероприятий, но тем не менее являлось выходом из сложившейся ситуации. Уже в 2014 году было принято решение о разработке ФЦП ЯРБ-2 на период 2016–2030 годов.

Второй характерной особенностью периода 2011–2014 годов явилось увеличение интенсивности проработки планов в части вывода из эксплуатации на долгосрочный период и их детализация вплоть до 2030 года. Основное внимание уделялось увязке материальных потоков по взаимосвязанным видам деятельности (ОЯТ и РАО), увязке по источникам финансирования. Однако на завершающем этапе разработки концепции ФЦП ЯРБ-2 ключевым вопросом стал вопрос об объемах финансирования из средств федерального бюджета и, как следствие, о сокращении объемов планируемых работ. Высока вероятность, что к моменту издания настоящего тома ситуация с перечнем мероприятий ФЦП ЯРБ-2 полностью определится. Поэтому ограничимся рассмотрением нескольких особенностей формирования перечня мероприятий, которые стали относительно новыми в сравнении с формированием ФЦП ЯРБ.

5.1. Переход на комплексные критерии отбора мероприятий и расширенные сценарные варианты

Вопросы ранжирования объектов по величине собственно радиационных рисков детально рассмотрены в разделах 3.4 и 4.6 и, естественно, играют важную роль при отборе мероприятий для реализации в рамках ФЦП ЯРБ 2. Однако также очевидно, что этот критерий не является единственным в условиях, когда основные неотложные мероприятия уже были предусмотрены в рамках ФЦП ЯРБ и по всем объектам наибольшей потенциальной опасности работы уже были развернуты. По этой причине в период 2012–2013 гг. был сформулирован расширенный набор качественных и количественных критериев для отбора объектов при планировании работ на период 2016–2025 гг. (таблица 5.1.1). В части вывода из эксплуатации ЯРОО критерии распространялись на мероприятия, включающие следующие виды работ:

- работы по подготовке к выводу из эксплуатации, в том числе перевод объектов в ядерно безопасное состояние;
- работы по поддержанию в безопасном состоянии ядерно и радиационно опасных объектов, находящихся в режиме окончательного останова;
- работы по выводу из эксплуатации и ликвидации ядерно и радиационно опасных объектов;
- работы по реабилитации радиационно загрязненных территорий.

Таблица 5.1.1

Специальные критерии и оценочные коэффициенты для группы мероприятий

№	Критерий	Минимальная оценка по критерию (I)	Максимальная оценка по критерию (I)	Весовой коэффициент критерия (a)
1	Мероприятие проводилось в рамках предыдущей программы и обоснована необходимость продолжения	0 (нет)	10 (да)	0,10
2	Риск для населения и окружающей среды в случае возникновения чрезвычайной ситуации, вызванной техногенным или природным источником происхождения, включая деградацию барьеров безопасности.	0 (пренебрежимо малый)	10 (высокий)	0,30
3	Экономическая эффективность от реализации мероприятия, определяющаяся с учетом объемов финансирования мероприятия, последствий его реализации, включая сокращение расходов на эксплуатацию объекта, и прибыль от последующего использования территорий.	0 (низкоэффективное)	10 (высокоэффективное)	0,20

Продолжение таблицы 5.1.1

№	Критерий	Минимальная оценка по критерию (I)	Максимальная оценка по критерию (I)	Весовой коэффициент критерия (a)
4	Наличие решений — готовность к началу развертывания работ, т. е. разработана программа ВЭ, проектно-конструкторская документация на проведение работ, рабочая документация и т. д.	0 (нет)	10 (да)	0,10
5	Нормированная эффективность по вкладу в показатель Программы, характеризующая соотношение объема запрашиваемого финансирования и средней стоимости аналогичных работ по отрасли.	0 (низкая)	10 (высокая)	0,10
6	Соответствие предпринимаемых работ стратегии развития управляющей компании и/или корпорации.	0 (нет)	10 (да)	0,09
7	Значимость мероприятия для создания национальной инфраструктуры по ВЭ ЯРОО.	0 (не значимо)	10 (высоко значимо)	0,01
8	Софинансирование из внебюджетных источников.	0 (нет)	10 (50%)	0,10

При сборе предложений для ФЦП ЯРБ-2 предусматривались и были реализованы процедуры самооценки со стороны организации, подготовившей предложение, и оценки со стороны заказчика — координатора работ (рисунок 5.1.1). Отметим, что комплексный анализ предусматривал сверку объекта со сводным перечнем и в ряде случаев рассмотрение вопроса о включении в программу мероприятий по объектам, изначально не заявленным организациями.

Для обеспечения объективности ранжирования мероприятий по приоритету, наряду с оценкой, выполненной организацией-инициатором, проводилась независимая оценка предложений. На таблице 5.1.2 приведен пример самостоятельной и экспертной оценок мероприятий, представленных ФГУП «Атомфлот».

Использование расширенных критериев позволило повысить объективность оценки по таким признакам, как:

- готовность к выполнению мероприятия в техническом и технологическом планах;
- степень влияния реализации мероприятия на другие работы Программы и на ее итоговые показатели;
- экономическая целесообразность выполнения мероприятия в различных горизонтах планирования;
- привлечение средств для финансирования работ из внебюджетных источников;



Рис. 5.1.1. Процесс отбора мероприятий

Таблица 5.1.2

Результаты оценки приоритетности мероприятий по объектам ФГУП «Атомфлот»

Группа мероприятий	Самооценка	Независимая оценка	Максимально сниженная оценка
Транспортировка и переработка ОТВС атомного ледокольного флота (3 мероприятия)	6,5	5,9	1,3
Утилизация ледоколов и плавтехбаз (8 мероприятий)	5,2	4,8	1,3
Совершенствование системы по обращению с РАО (2 мероприятия)	7,2	4,5	1,8

— соответствие мероприятий профильным программам в области обращения с ОЯТ и РАО (Программа создания инфраструктуры и обращения с отработавшим ядерным топливом на 2011–2020 годы и на период до 2030 года [5], Инвестиционная программа ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» на период 2012–2035 годы» [6] и др.).

В соответствии с установленными требованиями после оценки приоритетности мероприятий выполняется сценарное планирование реализации Программы. При подготовке Концепции ФЦП ЯРБ-2 были проанализированы три основных сценария решения проблемы обеспечения ядерной и радиационной безопасности: пессимистический, базовый и сценарий интенсивного решения проблем (см. рисунок 5.1.2). Во всех вариантах предусматривается внебюджетное финансирование. Важной особенностью формирования концепции ФЦП ЯРБ-2 стало рассмотрение пессими-

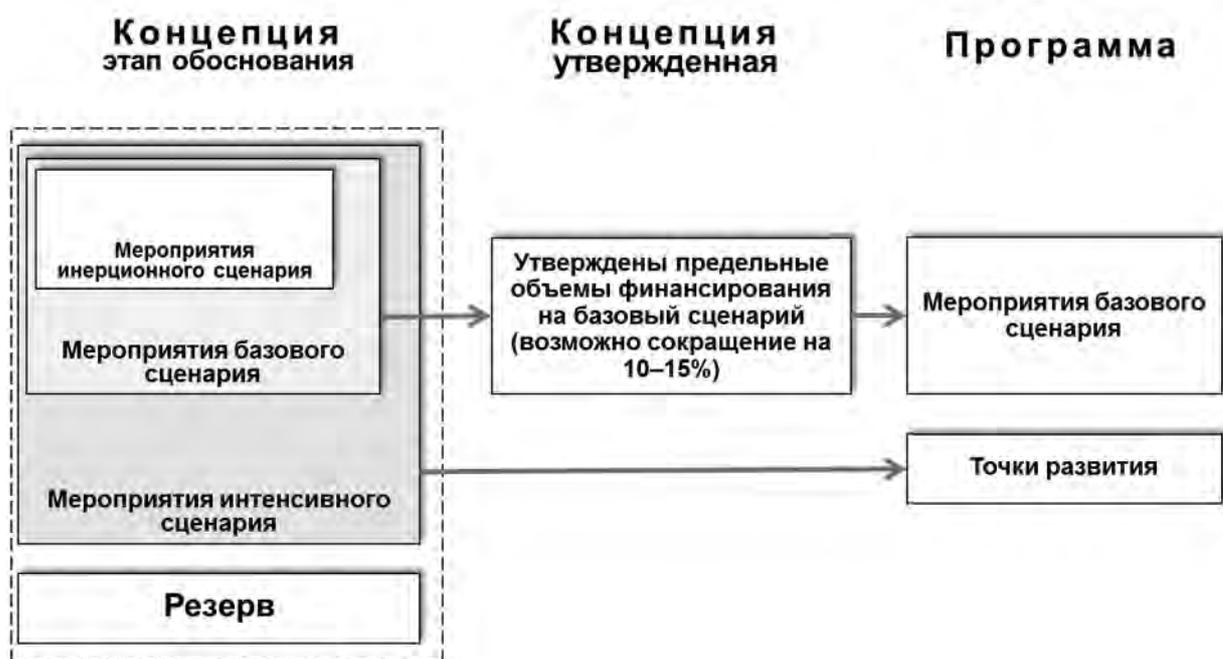


Рис. 5.1.2. Процесс формирования перечня мероприятий Программы

стического сценария, в котором бюджетное финансирование не предусматривалось. Подобное ресурсное ограничение влечет за собой изменение стратегии обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами, вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии, а также развития системы обеспечения ядерной и радиационной безопасности в целом.

Базовый сценарий обеспечивает в основном реализацию положений Основ государственной политики в области ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года. И только в сценарии интенсивного решения проблем предусматривалось существенное (более чем в 2 раза) увеличение бюджетного финансирования по сравнению с базовым сценарием, что в целом отражает объем предложений заинтересованных организаций по решению накопленных проблем в сфере обеспечения ядерной и радиационной безопасности при условии интенсивного использования созданной инфраструктуры.

В рамках разработки концепции ФЦП ЯРБ2 базовый сценарий определен в качестве основного варианта решения поставленных задач.

5.2 Учет взаимозависимости работ по выводу из эксплуатации ЯРОО, обращению с ОЯТ и РАО

В части вывода из эксплуатации ЯРОО принципиальным вопросом является увязка мероприятий по вывозу ОЯТ и иных ядерных материалов как условие начала работ и согласование по объемам РАО, образующихся при выводе из эксплуатации.

Одним из основных требований для начала работ по выводу из эксплуатации объекта является его перевод в ядерно безопасное состояние. Таким образом, еще на подготовительном этапе должен быть решен вопрос о полном удалении с площадки ядерного топлива, просыпей из пристанционных бассейнов выдержки, прочих ЯМ с объекта до уровня, позволяющего однозначно снять статус «ядерно опасный».

Высокая приоритетность работ по вывозу ОЯТ на переработку и централизованное хранение в совокупности с работами по реконструкции РТ-1 и созданию ОДЦ, предусмотренная проектом ФЦП ЯРБ-2, создает необходимые предпосылки для своевременного удаления ОЯТ с объектов.

Ситуация с РАО, которые будут образовываться при выводе из эксплуатации, намного сложнее, поскольку объемы их образования существенным образом зависят от технических решений по конкретному объекту. Поэтому создание условий для минимизации образования РАО от вывода из эксплуатации представлялось наиболее важным, по крайней мере, на современном этапе развития ЕГС РАО. Предпосылки для этого были сформированы путем выбора наиболее жесткой модели финансирования работ по сооружению мощностей пунктов захоронения РАО.

Эти модели предусматривали:

- вариант раздельного финансирования, предполагающий строительство отдельных ПЗ для операционных РАО за счет внебюджетных источников (специальный резервный фонд) и накопленных РАО за счет средств федерального бюджета. Формами строительства могут быть как отдельные пункты захоронения, так и выделенные очереди в составе одного пункта захоронения. В этом случае необходимо было установление нового тарифа на захоронение РАО, находящихся в федеральной собственности, который мог бы быть существенно ниже обычного;
- вариант софинансирования, предусматривающий, что сооружение одних и тех же объектов (ПЗ) ведется для размещения в них и операционных, и накопленных РАО (из двух источников). Обязательства национального оператора по приему на захоронение накопленных РАО и операционных РАО должны были учитываться отдельно в форме резервирования объемов ПЗ под них. И в первом и во втором случаях необходимо было установление нового тарифа на захоронение находящихся в федеральной собственности РАО, который мог бы быть существенно ниже обычного;
- вариант, предусматривающий сооружение всех ПЗ за счет одного источника — специального резервного фонда. При этом работы по извлечению, переработке и захоронению накопленных РАО и РАО от вывода из эксплуатации финансируются, исходя из необходимости учета обычного тарифа на захоронение, а извлекаемые и перерабатываемые накопленные и находящиеся в федеральной собственности РАО становятся операционными для организации, производящей эти работы.

По результатам анализа выбран последний — наиболее жесткий вариант с одной особенностью. Сооружение одного пункта захоронения (глубинного типа) ведется за счет федерального бюджета. Остальные сооружаются за счет специального резервного фонда.

В этом случае работы по извлечению, транспортированию и захоронению в глубинном пункте захоронения накопленных ВАО и тех САО, где нет возможности уменьшения объема, могут финансироваться с учетом специального тарифа, который ниже обычного, поскольку основная составляющая тарифа уже оплачена государством.

Работы по извлечению, переработке, транспортированию и захоронению иных накопленных НАО и САО финансируются, исходя из полного тарифа на захоронение. Извлекаемые и перерабатываемые НАО и САО становятся операционными. В сравнении с иными вариантами данная схема обладает рядом положительных сторон:

а) снижаются риски запаздывания сооружения пункта захоронения глубинного типа, а для вновь образующихся операционных ВАО появляются условия для выдержки с целью снижения тепловыделения;

б) организация финансирования сооружения пункта захоронения упрощается;

в) отсутствует необходимость разделения потоков операционных и накопленных РАО.

Отметим, что эффективная реализация выбранного варианта возможна при обеспечении детального планирования деятельности и дальнейшего развития стимулов к уменьшению объемов РАО при выводе из эксплуатации и удалению накопленных РАО, в том числе в рамках конкурсов технических решений по выводу из эксплуатации и в условиях государственных контрактов на ведение работ.

Литература

1. «Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года» утв. Президентом Российской Федерации от 1 марта 2012 г. № Пр-539.
2. Распоряжение Правительства Российской Федерации № 1950-р от 11 ноября 2010 г. «Об утверждении перечня государственных программ Российской Федерации»
3. Государственная программа Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса», утв. Постановлением Правительства Российской Федерации от 02.06.2014 № 506-12
4. План выполнения в 2012–2015 годах первоочередных мероприятий по реализации Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года. Утв. распоряжением от 18.07.2012г. № РД-П7-4090.
5. Программа создания инфраструктуры и обращения с отработавшим ядерным топливом на 2011-2020 годы и на период по обращению с ОЯТ, утв. 29.11.2011 г.
6. Инвестиционная программа ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» на период 2012-2035 годы, утв. 2012 г.

ГЛАВА 6

Реабилитация и освобождение от контроля

Освобождение из-под регулирующего контроля является, как правило, конечной целью при выводе ядерной установки из эксплуатации. Частью этого процесса является приведение площадки ее размещения (земельного участка и сооружений, если таковые сохраняются) в состояние, позволяющее снять такой контроль. Часто для этого требуется удаление остаточного загрязнения или принятие иных мер по снижению радиационного воздействия в настоящем и будущем. Мероприятия, которые для этого осуществляются, принято называть реабилитацией.

Освобождение из-под контроля происходит не во всех случаях или происходит не сразу. Такая ситуация характерна для крупных площадок ядерного наследия, которые требуют продолжительных и дорогостоящих проектов по выводу из эксплуатации. Реабилитация таких площадок является сложной и ресурсоемкой, особенно в случаях, когда требуется принятие мер по локализации загрязнения и предотвращению его распространения в различных средах.

На практике бывают случаи, когда реабилитация требуется и за пределами площадок ядерных установок. Например, если произошли аварийные утечки за территорию промплощадки или же в режиме нормальной эксплуатации вследствие менее жесткого, чем сегодня, законодательства и контроля происходило постепенное накопление загрязнения в системах водоотведения, фильтрации и пр. Реабилитация участков такого загрязнения может происходить и вне рамок деятельности по выводу из эксплуатации.

Особняком стоит вопрос ликвидации последствий крупных радиационных аварий. Реабилитация обширных территорий далеко за пределами собственно мест размещения ядерных установок ставит, прежде всего, цель радиационной защиты населения за счет проведения различных контрмер. Диапазон защитных мероприятий, как показывает накопленный опыт, чрезвычайно широк. Например, большое значение имеет применение методов агропромышленной реабилитации, потенциал которых пока мало используется в случае реабилитации площадок ядерных объектов, хотя ряд таких приемов может быть весьма эффективным. Кроме того, в случаях радиационных аварий меры защиты различаются в зависимости от времени, прошедшего с момента аварии (ранний период, долгосрочный период).

В настоящем разделе будут рассмотрены требования международных документов в отношении реабилитации, мировой опыт реабилитации, включая практический опыт реабилитации после крупных радиационных аварий, а также вопросы развития российского законодательства, адресованного вопросам реабилитации.

6.1. Вопросы реабилитации в документах международных организаций

В соответствии с основными документами МАГАТЭ и МКРЗ соображения, связанные с радиационной защитой, определяются принципами обоснования практической деятельности, оптимизации защиты и ограничения индивидуальных доз и

рисков. Этой логике следует и рассмотрение вопросов, связанных с реабилитацией радиационно загрязненных территорий.

Подходы к реабилитации дифференцируются в зависимости от того, является ли она частью деятельности оператора по выводу установки из эксплуатации и последующего освобождения площадки от регулирующего контроля, либо же она адресована случаям аварийного загрязнения и хозяйственной деятельности в прошлом. С вопросом о критериях, определяющих необходимость проведения реабилитации, тесно связан вопрос о необходимости вмешательства в целях радиационной защиты.

В отношении результатов практической деятельности в прошлом Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами [1] определяет, что при определении необходимости какого-либо вмешательства по причинам радиационной защиты «уменьшение вредного воздействия в результате сокращения дозы должно быть достаточным для обоснования ущерба и издержек, в том числе социальных издержек, связанных с таким вмешательством».

МКРЗ в Публикации 82 (1999 г.) указывает, что вмешательство при существующей годовой дозе от всех источников в 10 мЗв в ситуациях продолжительного облучения вряд ли является оправданным [2]. Этот общий референтный уровень является, по мнению МКРЗ, наиболее полезным в тех случаях, когда нет доминирующего фактора среди многих из тех, что определяют дозу. В более поздней Публикации 103 (2007 г.) МКРЗ рекомендует, чтобы в ситуациях существующего облучения референтные уровни, установленные по индивидуальной дозе, использовались в сочетании с внедрением процесса оптимизации [3]. Референтные уровни в ситуациях существующего облучения обычно лежат в диапазоне годовых доз от 1 мЗв до 20 мЗв. В ответственность регулирующих органов входит принятие решения о юридическом статусе референтного уровня, который внедряется для контроля в данной ситуации. МКРЗ также отмечает, что конечная точка процесса оптимизации не должна быть задана заранее, а оптимизированный уровень защиты будет зависеть от реальной ситуации.

Применительно к реабилитации в документах МАГАТЭ можно встретить два основных термина: это очистка (cleanup) и реабилитация (remediation). Они идентичны с той лишь разницей, что очистка в большей степени используется в отношении установок (вместе с соответствующим зданием и участком земли), а реабилитация — применительно к участкам территорий.

Требования безопасности «Снятие с эксплуатации установок, в которых используется радиоактивный материал» WS-R-5 (2006 г.) [4], непосредственно адресованные выводу из эксплуатации, констатируют, что в ходе нормальной эксплуатации установок могут появляться участки загрязнения, не связанного с авариями или инцидентами. Такие участки подлежат очистке, и эта деятельность является составной частью работ по выводу из эксплуатации. Документ проводит различие между очисткой таких участков и участков, загрязненных в результате аварий, которым адресованы другие документы МАГАТЭ.

Руководство по безопасности «Освобождение площадок от регулирующего контроля после завершения практической деятельности» WS-G-5.1 (2006 г.) определяет очистку (cleanup) как «любые мероприятия, которые могут проводиться в целях снижения радиационного облучения, вызываемого имеющимся загрязнением, посредством мер, применяемых в отношении самого загрязнения (источника) или путей, которыми люди подвергаются облучению» [5]. Такое же определение дано в Глосса-

рии МАГАТЭ [6] в отношении термина «remediation» (отдельного определения для терминов «cleanup» и «rehabilitation» в Глоссарии нет, в обоих случаях идет отсылка к «remediation»). В Глоссарии специально оговаривается, что термин «очистка» должен использоваться в том же самом значении, хоть он и является менее формальным. В русскоязычном варианте Глоссария [7] термин «remediation» переводится как «восстановительные мероприятия», однако, с учетом сложившейся практики использования в русском языке слова «реабилитация» применительно к радиационно загрязненным территориям, целесообразно использовать для перевода «remediation» именно его.

Таким образом, в содержательном смысле реабилитация (площадки, участка) — это снижение радиационного облучения, которое может достигаться как мерами в отношении источника, так и установкой барьеров на путях поступления радиоактивных веществ в объекты биоты и в человека. Реабилитация, в контексте подходов МАГАТЭ, не подразумевает полного удаления радиоактивного загрязнения, поскольку в принципе это и невозможно выполнить со 100% результатом.

Руководство по безопасности WS-G-5.1 достаточно подробно освещает, какие составляющие для деятельности по очистке, проводимой в рамках вывода из эксплуатации, должна предусматривать регулирующая основа. В документе также приводится описание процесса принятия решений в отношении очистки с учетом неограниченного использования участка в будущем или использования с ограничениями.

Отмечается, что регулирующий орган должен рассматривать и утверждать предлагаемую оператором деятельность по очистке как составную часть плана снятия с эксплуатации. В юридическую основу, связанную с деятельностью по очистке, следует включать положения о следующем:

- принципах, целях и руководящих правилах очистки;
- обращении с РАО, образующимися в результате очистки;
- разработке, рассмотрении и утверждении методологии оценки адекватности осуществления плана очистки и очистки площадки;
- определении конечного состояния, когда очистка считается завершённой;
- надлежащих ресурсах для завершения очистки.

Руководство по безопасности также содержит важные указания относительно граничных доз. Указывается, что очистка площадки и ее освобождение от регулирующего контроля — это один из источников облучения, для которого граничную дозу следует применять таким же образом, как и для практической деятельности. В этой дозе следует учитывать многочисленные пути облучения, и она не должна превышать 300 мкЗв/год сверх фонового уровня. Для неограниченного использования площадки посредством оптимизации защиты следует обеспечить, чтобы эффективная доза, получаемая членом критической группы, оставалась ниже граничной дозы 300 мкЗв/год (при этом следует учитывать тот факт, что оптимизация ниже 10 мкЗв/год может оказаться неоправданной с точки зрения радиологической защиты). Для ограниченного использования площадки следует обеспечить, чтобы, с учетом введенных ограничений, эффективная доза не превышала граничную дозу 300 мкЗв/год и чтобы, если в будущем ограничения действовать перестанут, эффективная доза не превышала 1 мЗв/год.

Относительно соотношения величины дозы при освобождении площадок и освобождении материала Руководство по безопасности оговаривает, что в отношении площадок разумно допускать более высокое значение (т.е. порядка 300 мкЗв/год), чем для освобождения материала (т.е. порядка 10 мкЗв/год).

Непосредственно реабилитации территорий посвящены 2 документа МАГАТЭ: это Требования безопасности WS-R-3 «Реабилитация территорий, загрязненных в результате прошлой деятельности и аварий» (2003 г.) [8] и Руководство по безопасности WS-G-3.1 «Процесс реабилитации для прошлой практической деятельности и аварий» (2007 г.) [9]. В документах речь идет о загрязнении, которое стало следствием ядерных испытаний, аварийных ситуаций, недостаточного контроля прошлых практик и т.п. Специально оговаривается, что в этом контексте термин «реабилитация» имеет то же значение, что и очистка и рекультивация.

Требования безопасности WS-R-3 рассматривают меры защиты и реабилитации для снижения существующего пролонгированного облучения, предотвращения потенциального пролонгируемого облучения или снижения вероятности возникновения такого облучения вследствие загрязнения. Требования носят достаточно общий характер и адресованы вопросам загрязнения, которое возникло в результате прошлых событий (таких как испытания ядерного оружия), прошлой разрешенной деятельности, которая более не ведется и для которой нет регулирования в отношении ее надлежащего прекращения или вывода из эксплуатации, а также прошлой практики, которая ранее не контролировалась в достаточной мере, и сбросов и удаления, которые велись на основе менее жестких правил, нежели приняты сегодня.

Такие ситуации требуют вмешательства, которое обычно называется термином «реабилитация» (remediation). Реабилитация не подразумевает удаление всей радиоактивности или всех следов радиоактивных материалов. Процесс оптимизации может обусловить проведение достаточно масштабной реабилитации, но не обязательно восстановление исходных условий.

Говоря о целях реабилитации, МАГАТЭ постулирует принцип, что реабилитационные мероприятия должны приносить больше пользы, чем вреда, и должны обеспечивать оптимизацию защиты с тем, чтобы максимизировать чистый выигрыш для общества. Целью реабилитации является своевременное и поступательное снижение опасности и, в конце концов, при возможности, вывод территории из-под регулирующего контроля. МАГАТЭ отмечает, что могут иметь место ситуации, при которых снятие регулирующего контроля не является практически достижимым. В таких случаях должны быть, по крайней мере, устранены неприемлемые риски здоровью человека и окружающей среде, например, путем введения ограничений в доступе на территорию или в ее использовании. При выборе и оптимизации реабилитационных мероприятий следует учитывать широкий круг факторов, включая влияние на здоровье, безопасность и окружающую среду, а также технические, социальные и финансовые факторы. Нерадиологические угрозы следует рассматривать в увязке с радиологическими.

Реабилитация должна:

- а) снижать дозы облучения индивида или их групп;
- б) предотвращать дозы облучения индивида или их групп, которые могут возникнуть в будущем;
- в) предотвращать или снижать экологическое воздействие радионуклидов, присутствующих на загрязненной территории.

Снижение доз и уменьшение экологических воздействий должно достигаться вмешательством путем удаления существующих источников загрязнения, изменения путей облучения, снижения числа людей, подвергающихся облучению и др.

Требуемый уровень реабилитации следует устанавливать применительно к каждому конкретному объекту в соответствии с принципами радиационной защиты,

применяемыми к ситуациям вмешательства. Реабилитационные и защитные мероприятия должны реализовываться после того, как они будут обоснованы и оптимизированы.

Общим референтным уровнем для поддержки принятия решений по реабилитации называется годовая эффективная доза в 10 мЗв от всех источников, включая природные источники и медицинское облучение. Данная величина дана со ссылкой на Публикацию 82 МКРЗ [2]. Часто реабилитационные мероприятия могут быть обоснованными и при дозах менее 10 мЗв в год, и национальные органы могут определить для себя более низкий референтный уровень для определения территорий, нуждающихся в реабилитации. Предусматривается, что могут быть установлены и иные референтные уровни. Например, референтный уровень для отдельных компонентов может быть установлен в пропорции к общему референтному уровню, могут быть использованы уровни вмешательства и уровни проведения действий. Такие уровни должны быть одобрены национальными органами. Референтные уровни могут быть также выражены в уровнях активности (Бк/г) и плотности загрязнения (Бк/см²). Реабилитация является оправданной во всех случаях, если существующая эквивалентная доза облучения любого органа составляет 100 мЗв в год (учитывая все пути облучения от всех источников, включая природный фон).

Требования безопасности указывают, что должна быть сформулирована национальная стратегия для определения, приоритизации и управления реабилитацией, в том числе должна иметься адекватная правовая и регулирующая основа этой деятельности. Правовая основа должна быть установлена таким образом, чтобы она определяла ситуации, устанавливала цели и принципы реабилитационных мероприятий, а также соответствующие полномочия. С ее помощью также должны быть обеспечены адекватные механизмы финансирования. Регулирующий орган должен идентифицировать индивидов или организации, которые несут ответственность за загрязнение, и других лиц для финансирования реабилитационных мероприятий. Добровольная кооперация и партнерство между собственниками, промышленностью и сообществом должны поощряться и иметь предпочтение перед регулирующей деятельностью. В документе содержится достаточно подробное описание того, что еще должна обеспечивать правовая основа.

В документе приводятся указания на то, какими должны быть полномочия регулирующего органа. В частности, регулирующий орган должен устанавливать критерии безопасности для реабилитации загрязненных территорий, включая конечные условия ее завершения.

Отмечается, что ответственные стороны должны проводить оценки безопасности и оценки воздействия на окружающую среду, использовать хорошую инженерную практику и др.

В Требованиях безопасности также представлены основные этапы подготовки и реализации программы реабилитации, включая деятельность после ее завершения. Так, план реабилитации должен, как минимум, содержать цель реабилитации, референтные уровни для реабилитации, характер, масштаб и продолжительность реабилитационных мероприятий, места хранения или удаления отходов, любые ограничения после проведения реабилитации, если таковые будут, программы мониторинга и наблюдения, институциональный контроль.

Другой документ МАГАТЭ — Руководство по безопасности WS-G-3.1 — предназначен для использования регулирующими органами, операторами и другими сторо-

нами, ответственными за проведение реабилитации, и ставит целью должным образом обеспечить реализацию требований к реабилитации загрязненных территорий.

Руководство ссылается на положения Требований безопасности, которые рассматривались выше, и достаточно детально описывает как собственно процесс реабилитации, состоящий из ряда этапов, так и сами эти этапы. В руководстве термин «территории» используется в нем в самом широком смысле и включает как собственно земельные участки, так и водные объекты и промплощадки. Оговаривается, что Руководство не применимо к выводу из эксплуатации ныне действующих объектов, поскольку такие объекты находятся под регулирующим контролем.

Касательно вопросов регулирования в документе отмечается, что необходимо иметь нормы, согласно которым регулирующий орган мог бы рассматривать и одобрять планы реабилитации, представляемые организацией, ответственной за ее проведение, а также мог бы определять, какие объекты или группы объектов требуют реабилитации. В Руководстве по безопасности, также как и в Требованиях по безопасности, указывается, какие полномочия должны быть у регулирующего органа, только здесь они приведены более конкретно. Указаны и вопросы ответственности организации, которая обязана проводить реабилитацию. Относительно установления приоритетов указывается, что общий перечень территорий должен затем ранжироваться в соответствии с уровнем риска, представляемым здоровью человека и окружающей среде.

Также в документе описывается общий подход к процессу и его основные этапы. Внимание уделяется вопросам оценки истории объекта для выявления возможных источников загрязнения, характеристики загрязняющих веществ, видов деятельности, которая велась на объекте, и др. Относительно критериев реабилитации даны ссылки на другие документы МАГАТЭ, включая Требования, рассматривавшиеся выше. В этом же разделе приводится описание того, как наряду с оценкой истории объекта должна проводиться его характеристика, как разрабатываются критерии реабилитации, специфичные для объекта. В отношении планирования реабилитации рассматриваются вопросы обоснования и оптимизации реабилитационных мероприятий, проведения оценок безопасности и оценок воздействия на окружающую среду, а также финансирования реабилитации. Также освещаются вопросы текущей деятельности при проведении реабилитации, такие как: наличие у организации, проводящей реабилитацию, соответствующего персонала по требуемым направлениям, радиационная защита в период проведения реабилитации, проведение мониторинга на объекте и на сопредельной территории, управление отходами, противоаварийное планирование, обеспечение выполнения требований и критериев реабилитации.

В соответствии с Руководством по безопасности конечными итогами реабилитации могут стать несколько вариантов:

- 1) неограниченное использование территории;
- 2) ограничения в использовании всей территории или отдельных участков;
- 3) запрет на доступ к территории.

В отношении неограниченного использования территории указывается, что дополнительная доза облучения после проведения реабилитации, связанная с остаточным загрязнением на объекте, не должна превышать 300 мкЗв в год (или 0,3 мЗв в год). При этом сумма всех доз облучения, связанных с прошлой и новой деятельностью объекта, не должна превышать 1 мЗв в год.

Здесь следует упомянуть, что в настоящее время МАГАТЭ ведет ревизию Руководства по безопасности WS-G-3.1, считая необходимым остановиться на процессе

обоснования и оптимизации критериев реабилитации, а также на переходе от острой фазы к послеаварийному состоянию. Это продиктовано, с одной стороны, вышедшей в 2007 Публикацией 103 МКРЗ [3] и, с другой стороны, опытом Фукусимы, в свете которого осуществляется пересмотр целого ряда документов МАГАТЭ. В обновленном варианте проект Руководства имеет рабочее название «Процесс реабилитации для территорий с остаточным радиоактивным материалом».

В целом, можно резюмировать, что в вопросах реабилитации международные документы учитывают ситуации существующего облучения (в результате аварий, прошлой деятельности и др.) и специфику уже существующих установок и объектов наследия. Общие принципы радиационной защиты сформулированы достаточно широко, а конкретные критерии в отношении реабилитации загрязненных территорий устанавливаются на уровне отдельных стран с учетом особенностей ядерной программы, наличия проблем прошлой деятельности, социальных факторов и др.

6.2. Вопросы реабилитации в законодательстве зарубежных стран

Зарубежный опыт показывает, что в национальном законодательстве отдельных стран, также как и в документах МАГАТЭ, прослеживается логика отдельного рассмотрения вопросов загрязнения в результате прошлой деятельности и вопросов вывода из эксплуатации существующих и будущих ядерных установок. Деятельность по реабилитации радиационно загрязненных территорий находится на стыке ядерного, природоохранного и земельного законодательства, при этом рассмотрение отдельных вопросов следует правовой традиции конкретного государства. В целом законодательные подходы к реабилитации стали формироваться в промышленно развитых странах с начала 1980-х годов. Государствам потребовалось не менее десятилетия, чтобы пройти путь от формирования национального природоохранного законодательства до начала решения проблем прошлой хозяйственной деятельности. В США, например, Закон о национальной политике в области окружающей среды был принят в 1970 году, а Закон о действиях в отношении окружающей среды, компенсации и ответственности, адресованный загрязненным участкам, — в 1980-м.

Как правило, реабилитация участков радиоактивного загрязнения вписывается в канву общих подходов и процедур, принятых в отношении реабилитации загрязненных территорий в целом. В законодательстве фиксируются ключевые положения режима ответственности за загрязнение (как правило, на основе принципа «загрязнитель платит»), механизм принятия и согласования решений (уполномоченные органы, процедуры идентификации и определения приоритетности, целевые критерии реабилитации, процедуры выбора реабилитационных мероприятий), а также другие вопросы (участие заинтересованных сторон, процедуры мониторинга, вопросы финансирования, информационное обеспечение и др.). Общей практикой также является ведение централизованных реестров и баз данных загрязненных территорий и объектов. Такие реестры содержат подробную информацию по истории использования объекта, результатам его обследования, решениям государственных органов, результатам оценки риска, геологии, гидрологии, геохимии и др.

Рассмотрим далее национальные подходы к реабилитации радиационно территорий в ряде ядерных государств — США, Великобритании, Франции и Канаде. Особое внимание уделим США как стране, имеющей сходные с Россией объемы ядерного наследия. Также сделаем акцент на вопросах определения критериев реабилитации.

6.2.1. США

В США вопросы реабилитации в рамках вывода из эксплуатации регулируются ядерным законодательством. Комиссия по ядерному регулированию в документе «Стандарты для защиты от радиации» в разделе «Радиологические критерии для прекращения лицензий» [10] определяет, что критерием неограниченного использования территории после прекращения деятельности ядерного объекта является уровень остаточной радиоактивности, не приводящий к превышению эффективной дозы дополнительного облучения в 0,25 мЗв/год для усредненного представителя критической группы, с учетом снижения уровня остаточной радиоактивности до разумно низкого уровня. Иными словами, конечным состоянием определена «зеленая лужайка». Вместе с тем, такое состояние не всегда достижимо. Для территории с ограниченным использованием требуется обосновать, что эффективная доза дополнительного облучения для индивида из критической группы снижена до разумно низкого уровня и не превышает 1 мЗв/год либо 5 мЗв/год при условии, что дальнейшее снижение остаточной радиоактивности до уровня в 1 мЗв/год технически не выполнимо, связано с неприемлемо высокими затратами или приведет к большему вреду для населения или окружающей среды.

Показательно, что Комиссия по ядерному регулированию рассматривает реабилитацию и критерий неограниченного использования в качестве основы для ранжирования объектов при выводе из эксплуатации. Объекты разбиты на 7 групп в зависимости от остаточного загрязнения поверхностей, почв и грунтовых вод и возможности обладателя лицензии достичь критерия неограниченного использования в 0,25 мЗв/год. Для групп объектов определяется необходимость разработки плана вывода из эксплуатации (план может не требоваться для групп I и II) и его детальность в зависимости от загрязнения различных сред [11]. Объекты в группах I–III могут иметь только загрязнение почв в пределах 0–15 см от поверхности [12].

Другой регулирующий документ — «Прекращение эксплуатационных лицензий для ядерных реакторов» [13], используемый Комиссией по ядерному регулированию применительно к вопросам реабилитации и вывода объектов из эксплуатации, был принят еще в 1974 году. В нем даны значения приемлемых уровней загрязнения поверхностей (оборудования, зданий и др.), которые не требуют покрытия с помощью каких-либо средств. Эти значения загрязнения приблизительно соответствуют дозе облучения 0,1 мЗв/год или меньшей.

В свою очередь вопросы реабилитации загрязненных территорий регулируются принятым в 1980 г. Законом о действиях в отношении окружающей среды, компенсации и ответственности (сокращенно — CERCLA), более известном как Закон о Суперфонде. Он носит общий характер и применяется к участкам и объектам с различными видами загрязнения. Закон устанавливает нормы ответственности за загрязнение окружающей среды, в том числе в результате прошлой деятельности, и круг лиц, несущих бремя финансовых расходов по реабилитации участков исторического и возможного будущего загрязнения. Требования Закона о Суперфонде единообразны, он не разделяет объекты по видам загрязнения (химического или радиоактивного), собственникам (государство или бизнес), времени возникновения загрязнения, наличию «вины».

Уровни очистки загрязненных территорий определяются на основе применимых требований федерального и штатного природоохранного законодательства к конкретному объекту. Если такие требования отсутствуют или не дают должного уров-

ня защиты, то уровни реабилитации определяются: 1) для канцерогенов в диапазоне 10^{-4} – 10^{-6} (пожизненный индивидуальный канцерогенный риск); 2) для веществ, не относящихся к канцерогенам, на уровне, который не приведет к неблагоприятным последствиям для здоровья населения.

Государственным органом, ответственным за проведение законодательства в жизнь, является Агентство по охране окружающей среды. Агентство издало специальный документ, адресованный установлению уровней очистки для радиоактивного загрязнения на объектах Суперфонда [14]. В нем отмечается, что уровни очистки, которые не основаны на применимых требованиях законодательства, должны быть представлены в значениях риска и одновременно могут быть выражены в дозовых единицах. Определение концентраций радионуклидов в различных средах, которые соответствуют заданным уровням риска, проводится для каждого объекта, исходя из характера использования земельного участка и его физических характеристик (характеристик почв, геологических, гидрогеологических, метеорологических, экологических параметров). Если для объекта проводится оценка доз, тогда в качестве уровня реабилитации Агентство рассматривает максимальный предел эффективной дозы облучения индивида в 0,15 мЗв/год. В этом вопросе оно расходится с позицией Министерства энергетики и Комиссии по ядерному регулированию, которые используют в качестве критерия уровень доз в 0,25 мЗв/год в сочетании с принципом оптимизации.

В Меморандуме взаимопонимания между Агентством по охране окружающей среды и Комиссией по ядерному регулированию [15] указывается, что Меморандум относится к координации действий этих органов при реализации Агентством деятельности в рамках закона о Суперфонде, и Комиссией, когда речь идет о выводе из эксплуатации лицензируемых ею объектов. В частности, речь идет о вопросах очистки грунтовых вод, загрязненных радионуклидами выше определенных уровней. В таких случаях Комиссия, следуя своим правилам прекращения лицензий, использует дозовый подход, который учитывает все пути поступления, включая грунтовые воды. Агентство же при проведении очистки объектов в рамках Закона о Суперфонде обычно применяет отдельный стандарт для грунтовых вод, который основан на использовании максимальных уровней загрязнения для радионуклидов и других веществ в соответствии с Законом о чистой питьевой воде.

В Меморандуме указывается, что Комиссия будет проводить консультации с Агентством относительно своих объектов в следующих случаях:

- 1) когда на момент прекращения лицензий максимальные уровни загрязнения превышены;
- 2) если Комиссия использует альтернативные критерии для прекращения лицензий;
- 3) при превышении на момент прекращения лицензий уровней радиоактивного загрязнения, указанных в прилагаемой к Меморандуму таблице (уровни для ряда радионуклидов приведены в таблице 6.2.1.1).

Таким образом, говоря об установлении критериев реабилитации радиационно загрязненных территорий, можно констатировать, что критерии реабилитации применительно к объектам, содержащим радиоактивное загрязнение, устанавливаются Агентством по охране окружающей среды в отношении объектов, попадающих под действие Закона о Суперфонде, и Комиссией по ядерному регулированию в отношении прекращения лицензий у лицензируемых объектов (во взаимодействии с органами здравоохранения штатов, отвечающими за радиологические вопросы).

Таблица 6.2.1.1

Уровни загрязнения почв для жилых и промышленных территорий,
при которых проводятся консультации (Бк/кг)¹

Радионуклид	Уровень загрязнения почв жилых территорий	Уровень загрязнения почв промышленных территорий
Co-60	148	222
Sr-90+D	851	39 590
Cs-137+D	222	407

¹ В Меморандуме уровни приведены в пКи/г.

Особое место занимают объекты ядерного наследия Министерства энергетики, которые выводятся из эксплуатации и подпадают под действие Закона о Суперфонде, а также те объекты Министерства, которые лицензированы Комиссией по ядерному регулированию. В соответствии с Президентским приказом 12580 от 1987 г. об исполнении Закона о Суперфонде Министерство энергетики было наделено полномочиями по проведению мероприятий по очистке на объектах, находящихся под его юрисдикцией и контролем [16]. При этом Министерство обязано предоставлять Агентству по охране окружающей среды информацию о своих объектах, проводить с Агентством консультации при осуществлении обследования объектов и оценке выполнимости реабилитации, а также заключать с Агентством межведомственные соглашения о проверке завершения работ по реабилитации на объектах, которые внесены в национальный приоритетный список. Т.е. Агентство по охране окружающей среды вовлечено в ту часть процесса вывода из эксплуатации, которая напрямую связана с реабилитацией загрязненных площадок. В свою очередь объекты, имеющие лицензию Комиссии по ядерному регулированию, должны соответствовать положениям Закона об атомной энергии и регулирующих документов Комиссии.

В 1995 году между Министерством энергетики и Агентством по охране окружающей среды был подписан документ о политике Министерства по выводу из эксплуатации его объектов в соответствии с Законом о Суперфонде [17], который применяется ко всем проектам по выводу из эксплуатации, осуществляемым Министерством. Министерство энергетики является ведущим государственным ведомством при реализации деятельности по выводу из эксплуатации и реабилитации, при этом деятельность должна соответствовать всем требованиям Закона о Суперфонде и принятым в его развитие процедурам. В свою очередь Агентство по охране окружающей среды наделено полномочиями по контролю за соблюдением этих требований. Таким образом, необходимость проведения тех или иных реабилитационных мероприятий, а также критерии реабилитации применительно к конкретным объектам определяет само Министерство энергетики. Степень вовлечения Агентства по охране окружающей среды в этот процесс зависит от сложности объекта, представляемых им рисков, продолжительности и стоимости работ, привлечения финансовых ресурсов Агентства и др. Например, если по объекту нет межведомственного соглашения, то Министерство и региональные подразделения Агентства определяют, на каком или каких этапах привлечение Агентства является целесообразным. В особенности это касается подтверждения соответствия мероприятий по выводу из эксплуатации применимым требованиям по охране здоровья и окружающей среды.

В документе Министерства энергетики «Радиационная защита населения и окружающей среды» [18] приведены допустимые дозовые уровни для населения при эксплуатации его объектов. Основным стандартом — это предел годовой дозы облучения для населения в 1 мЗв, который ДОО устанавливает со ссылкой на соответствующие рекомендации МКРЗ. Более высокий уровень дозы, но не более рекомендуемого МКРЗ уровня в 5 мЗв для непредвиденных ситуаций, допустим на ограниченное время, если это оправдано необычными условиями эксплуатации. В документе приводятся уровни концентраций радионуклидов в воде и воздухе, которые соответствуют дозе в 1 мЗв.

Также оговариваются условия передачи прав собственности на объекты Министерства энергетики, и указывается, что такие объекты подпадают под действие положений Закона о Суперфонде. Для остаточных радиоактивных материалов, находящихся в почве, воде, воздухе, конструкциях в результате прошлой деятельности, устанавливаются определенные требования. Под ними понимается такой уровень радиоактивного материала, который делает возможным неограниченное использование собственности. Требования устанавливаются 2-х видов: общие (независимо от вида собственности), которые проистекают из действующего законодательства, и специальные, которые формулируются исходя из дозовых пределов с использованием моделей объектов собственности.

Под разрешенным пределом понимается уровень радиоактивного материала, который не должен быть превышен исходя из условий неограниченного использования объекта. Этот уровень используется также для того, чтобы считать реабилитацию объекта завершённой.

Разрешенные пределы для собственности включают:

1. Лимиты для каждого радионуклида или группы радионуклидов для остаточных радиоактивных материалов в почве или на поверхностях конструкций. Общие требования для остаточных концентраций Ra-226, Ra-228, Th-230 и Th-232 составляют 185 Бк/кг в среднем для верхнего 15-сантиметрового слоя почвы и 555 Бк/кг в среднем для следующего 15-сантиметрового слоя почвы. Приводятся допустимые уровни загрязнения поверхностей, аналогичные тем, что приведены в регулирующем документе «Прекращение эксплуатационных лицензий для ядерных реакторов» [13];
2. Лимиты для каждого радионуклида или группы радионуклидов, содержащихся в воде и воздухе, должны соответствовать приводимым в данном документе и в другом применяемом федеральном и штатном законодательстве;
3. Лимиты внешнего гамма фона от остаточных радиоактивных материалов. Уровень внутри помещений не должен превышать 20 мкР/ч над фоновым уровнем и должен соответствовать основным дозовым пределам для сценариев соответствующего использования. Уровень фона на открытой местности должен соответствовать дозовым пределам с учетом соответствующих сценариев использования местности.

В рабочей версии документа Министерства энергетики «Контроль и передача собственности с остаточным радиоактивным материалом» [19], который должен использоваться наряду с рассмотренным выше документом, даны основные требования к таким объектам собственности. Указывается, что основным дозовым пределом для населения является индивидуальная эффективная годовая доза в 1 мЗв. Данный предел включает дозы от всех источников за исключением природного фона и доз медицинского облучения. Министерство энергетики отмечает, что поскольку этот

уровень включает все источники, то для каждого объекта или вида деятельности устанавливается ограничение в размере $\frac{1}{4}$ основного предела, или 0,25 мЗв. Таким образом, 0,25 мЗв/год является максимальным пределом облучения для индивида с учетом текущего и будущего использования реабилитируемой территории или объекта.

В США действует несколько масштабных программ по реабилитации радиационно загрязненных территорий, которые реализуются различными ведомствами. Основные проблемы ядерного наследия сосредоточены на крупных площадках (Hanford, Savannah River, Idaho National Engineering Laboratory, Oak Ridge, Rocky Flats и др.). Ежегодно Министерство энергетики расходует порядка 6–7 млрд долл. на проекты реабилитации, и еще около 1,5 млрд долл. расходует Министерство обороны на очистку предприятий военного комплекса. Общее число мест потенциального загрязнения составляет 10 тыс. по Министерству энергетики и 21,5 тыс. по Министерству обороны, а общие расходы на очистку оцениваются соответственно в 240 млрд и 30 млрд долл.

6.2.2. Великобритания

В Великобритании вопросы реабилитации радиоактивно загрязненных территорий на ядерных объектах, имеющих лицензии, регулируются Законом о ядерных установках (1965 г.). В полномочия независимого регулятора — Управления здоровья и безопасности (www.hse.gov.uk) входит установление критериев реабилитации при делицензировании. В этих случаях радиоактивно загрязненный участок будет трактоваться как накопление РАО на площадке, а обращение с таким участком — как часть практической деятельности, ведущейся на площадке [20]. При этом варианты обращения включают достижение промежуточных состояний для демонстрации того, как обладатель лицензии контролирует накопление отходов. Конечным состоянием для вывода из эксплуатации и прекращения лицензии является освобождение площадки для неограниченного использования. Однако в ряде случаев это оказывается практически недостижимым или экономически неоправданным, поэтому определяется конечное состояние — зеленая лужайка или коричневая лужайка. Поскольку в законодательстве не расшифровывается термин «отсутствие опасности», для зеленой лужайки атомный регулятор предлагает критерий изъятия $<0,4$ Бк/г или значение риска 10^{-6} /год [21].

В свою очередь вопросы реабилитации территорий, загрязненных в результате прошлой деятельности, относятся к полномочиям Агентства по окружающей среде и регулируются Законом об охране окружающей среды (1990 г. с поправками 2006 г., включившими в определение загрязненных земель радиоактивно загрязненные участки) и Законом о радиоактивных веществах (1993 г.).

В Руководстве по характеристике и реабилитации радиоактивно загрязненных земель [22] Агентство окружающей среды разъясняет применимые положения законодательства и радиологические критерии, используемые при определении приемлемости остаточного загрязнения. Агентство указывает на различие подходов в отношении «практики» (использование радиоактивного источника) и «вмешательства» (снижение облучения после практики), хотя и уточняет, что в случае земель такое различие не всегда очевидно. Для практики риск для представителя критичной группы вследствие остаточного загрязнения не должен превышать 10^{-5} , что соответствует дозе в 0,3 мЗв/год, снижение рисков ниже 10^{-6} /год (20 мкЗв/год) при существенных затратах не может быть обосновано радиологическими соображениями. В со-

ответствии с рекомендациями Национального совета по радиологической защите (1999 г.) в отношении вмешательства оно всегда оправдано при прогнозируемой дозе за жизнь для представителя критической группы (включая накопленную) в 1 Зв (что соответствует диапазону годовых доз 1–20 мЗв), при меньшей дозе каждая ситуация рассматривается индивидуально. Агентство отмечает, что в случае вмешательства не следует непосредственно применять годовые пределы доз для населения, поскольку это может повлечь действия, от которых будет больше вреда, чем пользы.

Весьма показательно, что в соответствии с Законом об охране окружающей среды не каждый участок, на котором имеется химическое или радиоактивное загрязнение, будет считаться «загрязненным». Для этого требуется не только наличие самого загрязнения, но и реципиента, которому наносится вред, а также доказанного пути воздействия загрязнения на реципиента. Основная регулирующая деятельность возложена на местные власти. Относительно дозовых критериев для определения радиоактивно загрязненных земель Агентство по охране здоровья указало, что вмешательство обычно обосновано в случае годовой эффективной дозы от загрязнения порядка 10 мЗв [23]. При этом для определения радиоактивно загрязненных земель предложен более жесткий показатель — 3 мЗв/год от загрязнения. Агентство подчеркнуло, что этот уровень использован для того, чтобы участок был исследован и реабилитационные меры в его отношении рассмотрены, но при этом вмешательство не обязательно должно быть предпринято, ибо оно может быть не обосновано.

Управлением по выводу из эксплуатации ядерных объектов Великобритании была разработана методика приоритизации [24] на основании расчета комплексного показателя опасности и ущерба окружающей среде (КП), включая объекты на площадке и загрязненные участки. Для загрязненных участков показатель определяется по следующей формуле: $КП = (ПРО + ПХО) \times (ССР \cdot ВРР \cdot ХН)$, где ПРО — потенциал радиологической опасности, ПХО — потенциал химической опасности, ССР — скорость наступления существенного риска, ВРР — выгоды ранней реабилитации, ХН — характеристика неопределенности. Описание оцениваемых параметров и критериев представлено в таблице 6.2.2.1.

Следует отметить, что в Великобритании значительное число радиационно опасных объектов изначально размещалось на морском побережье, и в силу этого количество хранимых на объекте жидких радиоактивных отходов, которые могли давать утечки и приводить к миграции радионуклидов в окружающей среде, было минимальным. Кроме того, отсутствие урановых рудников, равно как и полигонов для испытания ядерного оружия (Великобритания проводила испытания в своих бывших колониях) обусловило тот факт, что реабилитации требуют сравнительно небольшие объекты и территории, связанные в основном с использованием радия и тория. В подавляющем большинстве случаев при реабилитации использовались методы снятия загрязненного грунта и удаления конструкций и других материалов с последующим разделением их по типам отходов для дальнейшего обращения с ними.

6.2.3. Франция

Во Франции подходы в отношении загрязненных территорий формировались в 1990-е годы применительно к химическому загрязнению для идентификации участков, требующих немедленных действий. В начале 2000-х годов эти подходы были адаптированы к радиоактивному загрязнению. С учетом накопленного опыта в

**Параметры и критерии
для оценки опасности загрязненных участков [24]**

Оцениваемый параметр	Факторы, дающие вклад	Назначение	Критерии
Скорость, при которой наступает существенный риск (ССР)	Близость восприимчивой среды, например, водоносных горизонтов или наземных водоемов, либо границы площадки. Сложные гидрологические условия местности. Свойства радионуклидов, течение грунтовых вод и геохимические условия местности.	Для оценки срочности действий из-за угрозы принимающей среде, обуславливающей повышение риска для населения до существенных уровней (свыше 10^{-6} /год)	Время достижения существенных уровней риска (начиная с сегодняшнего дня, а не дня утечки): высокая скорость — в пределах 5 лет; средняя — в пределах 40 лет; низкая — более 40 лет. Если существенный риск уже достигнут, то присваивается ранг «высокая». Если существенный риск никогда не будет достигнут, тогда всегда присваивается ранг «низкая».
Выгоды ранней реабилитации (ВРР)	Изменения риска/доза во времени. Могут ли ранние действия ограничить воздействие на принимающую среду. Продолжительность существенных уровней риска. Избежание ступенеобразного усложнения реабилитации (переход от поверхностного загрязнения к загрязнению увлажненных слоев и к загрязнению принимающей среды).	Для оценки выгод от проведения ранней реабилитации в виде снижения риска и осуществления контроля для избежания необратимых изменений	Высокие — снижение интегрированного риска более чем на 2 порядка <i>или</i> ступенеобразное изменение в облегчении контроля; средние — снижение интегрированного риска более чем на 1 порядок <i>и</i> отсутствие ступенеобразного изменения в облегчении контроля; низкие — незначительные выгоды в отношении риска <i>и</i> отсутствие ступенеобразного изменения в облегчении контроля
Характеризация неопределенности (ХН)	Сложность площадки, сложность геологии/гидрогеологии местности, наличие, качество и полнота данных характеристики площадки	Для измерения достоверности и неопределенности концептуальной модели, используемой для оценки риска	Ранги для неопределенности модели (в соответствии с таблицей): высокий — 5,6; средний — 3,4, низкий — 2 (согласно табл.)

2007 году был издан Приказ Министерства экологии от 8 февраля, адресованный вопросам реабилитации загрязненных территорий [25].

Применительно к лицензированным площадкам критерием реабилитации является неограниченное использование участка. Применительно к другим загрязненным участкам требуется их реабилитация в соответствии с текущим или будущим использованием. Для интерпретации состояния окружающей среды и определения уровня загрязнения используется сравнение с пороговыми уровнями для питьевой воды, радона в зданиях и загрязнения продуктов питания. Если пороговые уровни не установлены, требуется оценка доз, которая проводится для различных сценариев использования (включая использование под промышленный объект, автопарковку, жилой дом, школу, стадион) [26].

Определение уровня реабилитации проводится на основе исследования риска. В этих целях определяется остаточное воздействие после проведения реабилитационных работ. Доза облучения, представляемая остаточным загрязнением, должна быть менее 0,3 мЗв/год при реалистичном сценарии будущего использования объекта. Процесс оптимизации с учетом затрат, социальных факторов и параметров окружающей среды используется для определения разумно достижимых дозовых значений. Считается, что значительные средства не должны привлекаться для достижения уровня доз менее 0,01 мЗв/год для наихудшего сценария.

Ранее в Руководстве по управлению промышленными объектами, загрязненными радиоактивными веществами, Института радиологической защиты и ядерной безопасности были определены 8 общих сценариев будущего использования площадки. Это:

- проживание вместе с детьми в возрасте 5-ти лет;
- офисные помещения;
- использование площадки для овощеводства;
- начальная школа;
- общественная автостоянка;
- игровая площадка;
- строительная площадка под здание;
- строительная площадка под автостоянку.

Указанные сценарии помогают определить уровень остаточной активности, соответствующий целевому уровню доз. В таблице 6.2.3.1 приведены уровни содержания ряда радионуклидов в почве, соответствующие дозе в 0,3 мЗв/год. В таблице 6.2.3.2 даны примеры критериев, установленных для реабилитации отдельных объектов.

Таблица 6.2.3.1

**Уровни содержания радионуклидов
в почвах для ряда радионуклидов, соответствующие дозе
в 0,3 мЗв/год для общих сценариев использования объекта (Бк/г) [24]**

Радионуклид	Проживание с детьми	Начальная школа	Игровая площадка	Офис	Овощеводство	Автостоянка	Под здание	Под автостоянку
Cs-137+	2,2	6,6	9	23	1,1	91	7,9	20
Sr-90	1,1	660	336	19 000	1	1 710	480	720
U-238+	23	120	96	610	13	2 400	72	156

**Критерии реабилитации
для отдельных площадок во Франции [26]**

Объект	Пек Руж	Сакле	Иль Верт
Загрязнитель	Цезий-137	Цезий-137	Уран-238 и радий-226
Уровень загрязнения (Бк/кг)	<2 500	< 7 000	Не приводится
Критерий реабилитации	300 Бк/кг, что соответствует 0,001 мЗв/год при сценарии «Общественная автостоянка»	300 Бк/кг, что соответствует 0,011 мЗв/год при сценарии «Строительная площадка под здание»	0,1 мЗв/год для сценария «Рыбак с удочкой», проводящий 600 часов в год на площадке

6.2.4. Канада

Канада, как и рассмотренные выше страны, разделяет вопросы реабилитации в рамках вывода из эксплуатации и вопросы реабилитации территорий, загрязненных в результате прошлой деятельности. Как было показано в главе 1, для ядерных объектов и предприятий по добыче и переработке урана лицензии требуются для всех этапов их жизненного цикла, включая вывод из эксплуатации и делицензирование (освобождение). Следует отметить, что требование отдельной лицензии для освобождения площадки является особенностью системы лицензирования в Канаде. Проведение экологической оценки является обязательным условием для получения любой из лицензий, а при подаче заявки на получение лицензии должно быть определено планируемое состояние площадки после вывода из эксплуатации. Единых требований к конечному состоянию нет. Комиссия по ядерной безопасности Канады может согласиться с предлагаемым конечным состоянием либо потребовать его изменения до того, как выдаст лицензию. Таким образом, конечное состояние площадки является выбором оператора, согласованным Комиссией. Вопросы планируемого состояния площадки обычно являются предметом консультаций с местными органами власти и общественностью. Кроме того, процесс экологической оценки также дает возможность вовлечения общественности в обсуждение данных вопросов.

В полномочия Комиссии по ядерной безопасности Канады входит проведение публичных слушаний в том случае, если у Комиссии есть основания полагать, что где-либо имеет место загрязнение земель сверх установленных пределов. Публичные слушания проводятся с целью определить, действительно ли участок загрязнен. В случае подтверждения загрязнения Комиссия направляет уведомление о загрязнении в соответствующий земельный регистрационный орган и (или) другие инстанции. Кроме того, Комиссия имеет право обязать собственника или иное лицо, под чьим управлением или контролем находится участок, осуществить предписанные меры по снижению уровня загрязнения. Для случаев, когда загрязнение предположительно устранено, Комиссия также проводит публичные слушания, и при подтверждении отсутствия загрязнения направляет соответствующее уведомление.

В отношении реабилитации участков, загрязненных в результате прошлой деятельности, можно выделить следующие направления деятельности:

- 1) хвосты предприятий по добыче и переработке урана;
- 2) «исторические» отходы;
- 3) «ядерное наследие».

Что касается хвостов предприятий по добыче и переработке урана, то действующие и неиспользуемые объекты являются предметом совместного регулирования Комиссии по ядерной безопасности Канады и провинций и территорий, в которых они расположены. После вывода из эксплуатации и реабилитации территории урановых хвостов по-прежнему могут требовать определенных мер контроля. Такие меры могут быть включены в лицензию на освобождение. Условием освобождения от регулирующего контроля является демонстрация долгосрочной безопасности территории. Вместе с тем, для многих объектов может требоваться долгосрочный контроль и мониторинг, что означает, что они будут иметь лицензию достаточно продолжительное время.

Политика в отношении неиспользуемых объектов заключалась в установлении регулирующего контроля над теми объектами, которые ранее не получали лицензий, но требуют лицензирования в соответствии с положениями Закона о ядерной безопасности и контроле. Проблеме урановых хвостов, а также земель, загрязненных в результате прошлой деятельности по добыче и переработке урана, а также ряду других проблем (свалки отходов, люминесцентные приборы с радием) была адресована Программа «Система оценки и определения загрязненных территорий», осуществляемая Комиссией по ядерной безопасности Канады после принятия Закона о ядерной безопасности и контроле. Изменения в законодательстве затронули около 500 объектов на территории Канады, которые были выявлены как загрязненные, но не имели лицензий.

Первым этапом процесса оценки было уточнение информации об объекте. Хотя в стране было значительное число урановых предприятий, только немногие из них имели хвосты. Поэтому Программа сосредоточила внимание в 2-х направлениях: лицензирование наиболее опасных объектов и определение уровня регулирующего контроля, если он был необходим, для всех остальных.

В частности, в рамках программы было охарактеризовано около 80-ти заброшенных предприятий по добыче и производству урана, не имевших хвостов. В отношении многих из них было достаточно информации на региональном уровне, для других данные были получены в ходе реализации программы. Оказалось, что ни одно из таких заброшенных предприятий не представляет радиологической опасности. Поскольку регулирование других рисков на указанных объектах уже осуществлялось на уровне провинций, Комиссия по ядерной безопасности посчитала, что регулирование таких объектов на федеральном уровне будет излишним. Эти объекты были освобождены от получения лицензий.

С 1950-х годов в Канаде образовалось около 200 млн т урановых хвостов. В настоящее время в стране насчитывается 25 таких объектов. Неиспользуемые объекты, всего их 22, расположены в провинциях Онтарио и Саскачеван, а также в Северо-Западных территориях. Три действующих объекта, осуществляющих обращение с хвостами, находятся в провинции Саскачеван. Практически все неиспользуемые объекты в настоящее время имеют лицензии или находятся в процессе их получения.

Термин «неиспользуемые» относится к нескольким видам объектов:

- хвостов, которые выводятся из эксплуатации;
- хвостов на действующих предприятиях, где проводится деятельность по закрытию;
- хвостов на бывших предприятиях.

Политика государства в отношении неиспользуемых объектов состоит в том, что ответственность за вывод их из эксплуатации лежит на собственнике. Вместе с тем, обязательства по выводу из эксплуатации и очистке «бесхозных» объектов, т. е. тех, собственник которых более не существует, берет на себя федеральное правительство и правительства провинций и территорий. Распределение таких обязательств, включая финансовые, осуществляется на основе общих соглашений между соответствующими уровнями власти или применительно к конкретному объекту.

Примером общего соглашения служит Соглашение о выводе из эксплуатации и долгосрочном содержании урановых хвостов предприятий [27], заключенное в 1996 году между правительством Канады и провинцией Онтарио. В соглашении подчеркивается, что все финансовые обязательства по выводу из эксплуатации и содержанию таких объектов, включая хвосты, лежат на текущих или прежних собственниках. В случае заброшенных объектов, в отношении которых нельзя установить собственника, вступает в силу данное соглашение, предполагающее паритетное финансирование возникших обязательств со стороны федерального правительства и правительства провинции. Данное соглашение заключено на 50 лет и затем может быть продлено на следующие 50 лет. При этом каждые 7 лет оно будет подвергаться анализу. Вместе с тем, до настоящего времени необходимости использовать данное соглашение не возникало, поскольку у всех неиспользуемых объектов в провинции Онтарио имелись владельцы.

Между канадским правительством и провинцией Саскачеван также достигнуто соглашение, предусматривающее совместное финансирование очистки 2-х урановых хвостов в северной части провинции. Урановый рудник Гуннар и предприятие по переработке Лорадо эксплуатировались в 1950-е и начале 1960-х годов частными компаниями, сегодня эти компании уже не существуют.

«Исторические отходы» — термин, используемый для отходов, прошлая практика обращения с которыми сегодня не считается приемлемой, но вместе с тем в отношении которых их настоящий собственник не может быть привлечен к ответственности и в отношении которых обязанность за долгосрочное обращение приняло на себя федеральное правительство. Очисткой территорий «исторического» загрязнения, обращением с данными отходами, а также мониторингом таких объектов занимается Управление по обращению с низкоактивными отходами, которое функционирует на основе Меморандума о взаимопонимании между Министерством природных ресурсов и Атомной энергетической корпорацией.

«Исторические» отходы в основном представляют собой низкоактивные отходы в виде почв, загрязненных ураном и радием. Они связаны главным образом с функционированием завода по обогащению радия и урана на заводе в Порт Хоп, в южной части провинции Онтарио. Объем «исторических» отходов составляет около 2 млн кубометров. Хотя эти отходы не представляют непосредственной опасности для населения и окружающей среды, в местном сообществе, а также в профессиональных кругах и среди органов регулирования существует консенсус, согласно которому существующая сегодня система обращения с этими отходами не является приемлемым долговременным решением. В 2001 году канадское правительство и местные органы власти заключили соглашение о выработке на основе местных инициатив решений по очистке и долговременному обращению с радиоактивными отходами в районе Порт Хоп, получившее название Инициативы Порт Хоп.

Небольшие участки «исторического» загрязнения расположены по пути перевозки урановой руды из Порта Радий в Форт МакМюррей. В начале 1990-х было

обнаружено около 20 загрязненных участков вдоль транспортного пути. На части из них были проведены очистные работы. Так, в Форте МакМюррей в 2003 году были завершены очистные работы, в результате которых было удалено около 42,5 тыс. кубометров почв, загрязненных ураном.

Наконец, «ядерным наследием» в Канаде называют проблемы, возникшие в результате более 60 лет исследований и разработок, которые велись в оборонных и иных целях Национальным комитетом по исследованиям в период с 1944 по 1952 год и в дальнейшем Атомной энергетической корпорацией Канады (с 1952 года по настоящее время). Проблемы ядерного наследия в основном сосредоточены на объектах корпорации — Лаборатории в Чок Ривер и Лаборатории Уайтшел в Манитобе.

Целью стратегии в области ядерного наследия является безопасное и эффективное с точки зрения затрат снижение рисков и ответственности. Предполагается, что реализация стратегии на протяжении 70 лет обойдется в 7 млрд долл. Столь длительный срок связан с тем, что Лаборатория в Чок Ривер будет в обозримом будущем продолжать свою деятельность, при этом ряд ее объектов будут выведены из эксплуатации и реабилитированы. Кроме того, для решения проблем ядерного наследия потребуется комплекс объектов по обращению с отходами, которые, вдобавок к уже накопленным, будут образовываться при выводе объектов из эксплуатации и реабилитации территорий.

В 2006 году канадское правительство объявило о начале Программы ответственности за ядерное наследие, которая адресована проблемам обращения с радиоактивными отходами наследия и очистки соответствующих территорий. Вопросы ответственности включают обращение с отработавшим ядерным топливом исследовательских реакторов, высокоактивные жидкие отходы производства изотопов для медицины и исследований в области переработки топлива. Ответственность в отношении «ядерного наследия» приняло на себя Правительство Канады.

6.3. Мировые практики

В настоящее время в мире накоплен значительный опыт очистки площадок в рамках вывода из эксплуатации и реабилитации радиационно загрязненных территорий. Наряду с регулирующими процедурами разработаны различные механизмы поддержки принятия решений, технические руководства, гиды лучших практик и др. В общем плане, если речь идет о загрязненном участке территории, то варианты принятия решений можно представить следующим образом:

- не предпринимать действий (если опасность мала, есть потенциал автореабилитации и т. д.);
- удалить часть или весь загрязненный материал (грунт, оставшиеся части конструкций и т.п.) с последующим размещением в пунктах захоронения соответствующего типа;
- иммобилизовать загрязняющие вещества (полностью или частично) в земле;
- изолировать загрязнение (полностью или частично) с помощью различных барьеров;
- использовать комбинацию указанных выше подходов.

Для реализации этих подходов существуют различные технические решения, их выбор осуществляется на основе учета и сопоставления целого ряда факторов, таких как требования регулирования в отношении достижения конечного состояния и обе-

спечения безопасности при проведении работ, затрат на реализацию мер реабилитации, доступности и надежности технических решений и пр.

В качестве примера использования различных технологий можно привести проект RESTRAT [28], в рамках которого был проведен анализ вариантов реабилитационных мероприятий для 5-ти объектов в различных европейских странах. В проекте анализировались следующие технологии:

- удаление источника (используется в отношении загрязненного грунта, но может относиться и к грунтовым водам методом их откачки) с последующей транспортировкой и захоронением в другом месте или же очисткой от загрязнения и возвратом на место;
- сепарация (используется в отношении как загрязненного грунта, так и грунтовых вод) методами промывки грунта, фильтрации, ионного обмена, химического растворения, биосорбции;
- контейнмент (сооружение барьеров для предотвращения миграции) методами укрытия и сооружения подземных барьеров;
- иммобилизация (снижение мобильности загрязнителей) путем цементирования и химических методов.

Предложенные стратегии делятся на две большие группы — предполагающие очистку загрязненного грунта и воды и не предполагающие таковой. В первом случае снижается количество активности, но образуются отходы от реабилитации. Во втором случае вся активность остается на месте, и сооружаются барьеры на пути ее распространения, новые отходы не образуются. В таблице 6.3.1 приведены оценки удельной стоимости отдельных мероприятий по реабилитации, использовавшиеся для 5-ти объектов, рассмотренных в рамках проекта. Следует отметить, что оценки проводились в 1999 г., поэтому при сравнении с сегодняшними ценами требуется оговорка или коррекция.

Таблица 6.3.1

Удельные стоимости отдельных видов работ по реабилитации и консервации [28]

	Технология	Стоимость (евро/м ³)	Транспортирование и захоронение РАО
1.	Удаление загрязненного грунта	50–150	450–800
2.	Химическое растворение	180–820	2000–3000
3.	Биосорбция	1–3	2000–3000
4.	Укрытие	30–45 на 1 м ² поверхности	
5.	Барьеры в грунте	310–710 на 1 м ² поверхности	
6.	Цементирование, ex-situ	75–300 на 1 м ² поверхности	
7.	Цементирование, in-situ	50–310 на 1 м ² поверхности	

Одной из площадок, рассматриваемых в рамках проекта RESTRAT, была площадка Drigg (Великобритания), для которой была проведена оценка затрат и рисков для различных вариантов реабилитации. Данный пример интересен тем, что анали-

зирует весьма типичную для России ситуацию со старым местом захоронения РАО. Данная площадка расположена на северо-западе Англии. Захоронение НАО в траншеях проводилось с 1959 года, отходы поступали в основном с площадки Селлафилд, но также и от других ядерных предприятий, а также от больниц и университетов. Траншеи располагались на глубине от 5 до 8 метров, их ширина составляла 25 м, а длина — до 700 м, площадь территории (в периметре траншей) — 1×10^5 м². В траншеях содержится $5,0 \times 10^5$ м³ отходов общей активностью 46 ТБк ($46 \cdot 10^{12}$ Бк). Основными загрязнителями на площадке являются цезий, уран, америций и плутоний, которые обнаружены в том числе в воде и донных отложениях ближайшего ручья, а также рядом с дренажной системой [29].

В отношении площадки Drigg было признано неприемлемым извлечение отходов и их захоронение на какой-либо другой площадке, поскольку РАО уже захоронены. По аналогии с российским законодательством это близко к признанию захороненных здесь РАО особыми и проведению мероприятий по сооружению дополнительных инженерных барьеров и реабилитации площадки. Предложенные стратегии реабилитации площадки делятся на две большие группы — предполагающие очистку загрязненного грунта и воды и не предполагающие таковой. В первом случае снижается количество активности, но образуются отходы от реабилитации. Во втором случае вся активность остается на месте, и сооружаются барьеры на пути ее распространения, новые отходы не образуются. Для очистки грунтовых вод предполагалось, что она будет производиться на протяжении всего указанного периода. В таблице 6.3.2 дано сравнение затрат и доз в зависимости от выбранного варианта реабилитации площадки. Как видно из представленных данных, вариант «укрытие» является наиболее экономичным и одновременно обеспечивающим максимальное снижение дозовых нагрузок.

Следует прокомментировать оценки коллективных доз для персонала и населения. Как видно из представленных данных, дозы для персонала минимальны, поскольку отходы находятся на значительной глубине, а сами работы по укреплению инженерных барьеров не предполагают извлечения РАО, образования новых РАО и т. п. На этом фоне дозы для населения кажутся значительными, однако это обусловлено миграцией радионуклидов в открытую картографическую сеть и длительным расчетным периодом (100 и 500 лет). Для России, напротив, более характерной является ситуация, при которой основные дозовые нагрузки для мероприятий по накопленным РАО связаны с персоналом.

В качестве примера реабилитации, предполагающего удаление всех отходов с площадки и очистки до уровня неограниченного использования, можно привести реабилитацию площадки в Харвелле (Великобритания) [30; 31]. Первоначально объект использовался для хранения военного снаряжения и материалов, затем — для хранения и размещения радиоактивных и химических отходов. Общая территория объекта составляет 7,27 га, с ней граничит Чилтонская начальная школа (160 учащихся и персонал), поселок Чилтон с 200 жителями, расположенный в 580 м к юго-востоку, и исследовательская лаборатория с 1000 работающих, находящаяся на расстоянии 380 м к северо-западу. Химическое и радиоактивное загрязнение территории связано с шахтами, где захоранивались химические вещества (объем загрязняющих веществ оценивался в 250 м³), а также с шахтами, где размещалось загрязненное бериллием оборудование и отходы (объем — около 5000 м³). На землях общественного пользования (основная территория объекта) уровень радиоактивного и химического загрязнения был существенно ниже (типичный уровень загрязнения составлял менее

Таблица 6.3.2

**Затраты на реабилитацию и коллективные дозы облучения
для различных стратегий реабилитации на площадке Drigg [28]**

Стратегия	Коллективная доза для населения, чел-Зв		Коллективная доза для персонала, чел-Зв	Стоимость работ, тыс. Евро			Доля остаточной активности на площадке	Объем отходов, м ³
	100 лет	500 лет		реабилитация	мониторинг	захоронение РАО*		
Нет действий	49	120	0	0	75 000	0	1	0
Фильтрация	0,93	3,3	$1,5 \cdot 10^{-9}$	380 000	750	31 000	0,01	12 500
Хим. растворение	9,9	33	$1,7 \cdot 10^{-9}$	300 000	7 500	100 000	0,1	41 000
Ионный обмен	16	51	$3,7 \cdot 10^{-10}$	1 000 000	15 000	31 000	0,2	12 500
Биосорбция	13	42	$7,1 \cdot 10^{-10}$	1 300 000	7 500	31 000	0,1	12 500
Укрытие	0,43	1,9	$5,5 \cdot 10^{-12}$	3 500	75 000	0	1	0
Барьеры в грунте	2,9	11	$6,9 \cdot 10^{-10}$	6 300	75 000	0	1	0
Цементирование ex-situ	4,2	10	$2,8 \cdot 10^{-9}$	55 000	75 000	0	1	0
Цементирование in-situ	4,2	10	$1,4 \cdot 10^{-9}$	190 000	75 000	0	1	0
Хим. иммобилизация ex-situ	2,9	7,2	$1,9 \cdot 10^{-9}$	130 000	75 000	0	1	0
Хим. иммобилизация in-situ	2,9	7,2	$9,4 \cdot 10^{-10}$	55 000	75 000	0	1	0

* Включая транспортирование.

10 Бк/г), однако обнаруживались горячие точки. Имелось также загрязнение грунтовых вод ураном и тритием.

Реабилитация предусматривала очистку территории до уровня, который предполагал неограниченный общественный доступ и позволил бы владельцу объекта — УКАЕА — продать земельный участок под жилую застройку. В этих целях требуемый уровень очистки подразумевал безопасность использования участка как игровой площадки для детей.

Стратегия реабилитации предполагала определение наилучшего из практикуемых варианта экологической реабилитации. Королевская комиссия по загрязнению окружающей среды дала определение такому варианту как «варианту, который обе-

спечивает наибольшие выгоды или наименьший ущерб окружающей среде в целом по приемлемой цене в долгосрочном, равно как и краткосрочном, плане».

Применительно к объекту наилучший из практикуемых вариант экологической реабилитации предполагал удаление всех отходов с территории объекта. Была проведена оценка риска для определения уровней очистки на этой основе для химических веществ и радионуклидов, представляющих наибольшую актуальность. Уровни определялись исходя из риска в 1×10^{-6} , который приравнивался к индивидуальной годовой дозе облучения в 0,02 мЗв сверх фоновых значений. На этой основе определялись целевые критерии реабилитации. Примеры значений для ряда радионуклидов приведены в таблице 6.3.3.

Таблица 6.3.3

Уровни очистки на основе риска и целевые критерии реабилитации объекта в Харвелле (Великобритания) [30]

Радионуклид	Уровни очистки на основе риска Бк/г (Бк/кг)	Уровень фона (95% перцентиль) Бк/г (Бк/кг)	Целевые критерии реабилитации Бк/г (Бк/кг)
Cs-137	0,1·(100)	0,017*(17)	0,12·(120)
Co-60	0,02·(20)	0,03*(30)	0,05·(50)
Sr-90	6,4·(640)	0,01*(10)	0,4·(400)

* Предел инструментального обнаружения.

В процессе реабилитации была произведена выемка содержимого шахт вместе с загрязненным грунтом, затем было проведено их заполнение глиной и другим наполнителем. На землях общественного пользования были разрушены и удалены все бетонные сооружения, дороги и др. Хотя загрязнение обнаруживалось в основном на поверхности, для устранения горячих точек был осуществлен мониторинг всего слоя грунта на глубине от 300 до 600 мм.

Оценки затрат на некоторые технологии реабилитации загрязненных земель приведены в таблице 6.3.4. Данные основаны на информации, полученной в ходе опроса, и отражают диапазон затрат в зависимости от объема деятельности по реабилитации.

В США реабилитация в рамках реализации положений Закона о Суперфонде предполагает два вида действий. Краткосрочные меры по очистке названы «действиями по устранению». Меры долгосрочного характера, получившие название «действий по исправлению», принимаются вместо действий по устранению или наряду с ними. Процедура проведения очистных работ состоит из 4 стадий:

- 1) предварительная оценка;
- 2) инспекция площадки;
- 3) исследование потребностей в долгосрочной очистке и анализ экономической выполнимости;
- 4) планирование долгосрочных очистных работ и проведение работ.

Предварительная оценка фокусирует внимание на источниках и видах утечек опасных веществ, путях их перемещения и направлениях воздействия. На ее основе определяется потенциальная потребность в проведении мер краткосрочной или

Таблица 6.3.4

Стоимость различных технологий реабилитации земель (£/м³) [32]

Технология	< 5000 м ³		> 5000 м ³	
	Min	Max	Min	Max
Выемка грунта				
Весь диапазон	2	500	2	220
Усредненные значения	15	50	10	50
Захоронение в земле				
Весь диапазон	30	400	30	300
Усредненные значения	45	250	65	250
Барьеры, контейнмент, системы покрытия				
Весь диапазон	5	120	5	70
Усредненные значения	20	50	20	60
<i>Ex situ</i> стабилизация/отверждение				
Весь диапазон	3	150	3	75
Усредненные значения	30	50	24	40

долгосрочной очистки. На второй стадии площадки инспектируются с целью определить, действительно ли загрязнение имеет место и какие последующие действия необходимо принять. Инспекция обычно включает взятие проб почв, осадочных отложений, поверхностных и подземных вод. По результатам инспекции проводится ранжирование опасности.

Третья стадия имеет две фазы. Первая — исследование потребностей в очистке — представляет собой оценку видов и степени риска, представляемого загрязнением для населения, которое проживает или работает неподалеку. Вторая фаза — анализ экономической выполнимости — оценивает потенциальные меры, которые могут быть использованы для снижения рисков. Конечный продукт данной стадии — это выбор надлежащих действий в отношении данного места.

В этой связи возникает необходимость рассмотреть и взвесить различные варианты и принять во внимание экономические аспекты. В соответствии с Национальным планом действий необходимо выбрать самый эффективный с точки зрения затрат вариант из тех, которые рассматриваются в анализе экономической выполнимости. Этот критерий применяется только тогда, когда варианты обеспечивают минимальный стандарт защиты здоровья, благосостояния и окружающей среды. Таким образом, среди мер, обеспечивающих одинаковую защиту, будет выбрана наиболее дешевая. При рассмотрении вариантов, которые обеспечивают более высокий уровень защиты (учитывая, что во всех из них минимальный стандарт соблюден), критерий эффективности затрат будет включать сопоставление увеличения уровня защиты с ростом затрат. Также Агентство по охране окружающей среды может решить, что очистка будет проведена на объекте целиком или же на «операционных участках», на которые разделяется объект в соответствии с территорией загрязнения или средой (например, одним операционным участком может быть сооружение, а другим — водоем).

Четвертая стадия предполагает подготовку и осуществление планов очистки с последующим мониторингом эффективности проведенных работ и принятие в случае необходимости дополнительных мер по очистке. Если дальнейшей очистки не требуется, объект классифицируется как «завершенный».

Поскольку оценка затрат на проведение реабилитации является одним из главных факторов в процессе принятия решений, этому вопросу уделяется первостепенное внимание. Агентством по охране окружающей среды было разработано несколько документов, в том числе Руководство по разработке и документированию оценок стоимости на этапе анализа выполнимости [33]. В нем рассматриваются такие вопросы, как задачи оценки, структура затрат, определение чистой текущей стоимости, виды анализа и др. Указывается, что анализ выполнимости применительно к оценке стоимости различных альтернатив реабилитации должен представлять следующую информацию:

- ожидаемую точность оценки (например, от -30 до $+50\%$);
- источники информации по удельной стоимости работ и их объему;
- указание непредвиденных обстоятельств, которые могут повлиять на увеличение расходов, и основу для расчета непредвиденных расходов;
- период времени для расчета текущей стоимости (например, 50 лет);
- норму дисконтирования, используемую в анализе текущей стоимости (например, 7%), и основу для ее выбора;
- основные допущения и источники неопределенности в общей оценке затрат;
- анализ чувствительности оценки затрат к факторам неопределенности;
- логическое представление итоговой оценки стоимости и подкрепляющую ее детальную информацию.

По всем этим пунктам в Руководстве даются разъяснения.

Примером документа, направленного на поддержку принятия решений в области реабилитации на радиационно загрязненных территориях, является Практическое руководство по управлению загрязненными участками на ядерных лицензируемых и оборонных площадках, подготовленное в Великобритании [34]. Одним из главных принципов руководства называется определение предпочтительного использования участка в будущем и далее рассматривает шаги, которые целесообразно предпринять на каждом из этапов принятия решений. Наряду с данным руководством используются и другие разработки. Например, в отчете «Сравнение вариантов для управления загрязненными участками на ядерных лицензируемых и оборонных площадках: обзор и оценка методологий сравнительного анализа» [35] представлен обзор существующих методов многокритериального анализа в применении к задаче реабилитации. Этапы анализа представлены на рис. 6.3.1.

В отчете подробно рассмотрено, как данные методы могут быть применимы при управлении радиационно загрязненными территориями. Например, приведенные в начале настоящего раздела варианты принятия решений по загрязненному участку могут быть представлены в матрице в соответствии с группами критериев следующим образом, см. таблицу 6.3.5.

Наряду с реабилитацией площадок ядерных объектов в мире также имеется определенный опыт реабилитации других площадок. Примером может служить проект реабилитации полигона для испытания ядерного оружия на Маралинге (Австралия) [31; 36]. При реабилитации была проведена оценка риска, представляемого объектом для местного населения, посетителей и др., а также уровни риска при реа-



Рис. 6.3.1 Этапы мультикритериального анализа [35]

лизации различных вариантов реабилитации. Плутоний и америций представляли основной источник облучения для всех путей поступления радионуклидов, однако наибольший вклад был связан с вдыханием пыли. Внешнее облучение от загрязненной почвы и поступление загрязненной пищи являлись менее значимыми факторами облучения.

Критической группой были признаны 10-летние дети, для которых величина допустимой дозы облучения не должна была превышать 5 мЗв в год. Эту величину преобразовали в следующие дополнительные количественные критерии:

- концентрация америция-241, при усреднении на 1 га, не должна превышать 40 000 Бк/м²;
- любые участки и обломки конструкций должны иметь активность америция-241 менее 100 000 Бк;

Таблица 6.3.5.

Матрица вариантов реабилитации по группам критериев [35]

Группы критериев	Варианты				
	Не пред-принимать действий	Удалить с размещением отходов в пунктах захоронения	Иммобилизовать в земле	Изолировать с помощью барьеров	Комбинация подходов
Здоровье и безопасность					
Воздействие на окружающую среду					
Удобство и качество жизни					
Физ. безопасность					
Техническая выполнимость					
Социально-экономическое воздействие					
Затраты					

- после удаления загрязненного грунта поверхностная активность америция-241, усредненная по площади 1 га, не должна превышать 3 000 Бк/м² (для плутония-239 это эквивалентно концентрации 1,2 Бк/г в слое толщиной 1 см).

В результате реабилитации поверхностная плотность америция-241 составила 1500–4000 Бк/м². Поскольку участки с повышенными сверх норматива значениями имели крайне ограниченную площадь, а средняя концентрация плутония не превышала допустимую, надзорные органы Австралии признали дезактивацию удовлетворительной. Кроме того, этому способствовало проведение уже на самой ранней стадии консультаций с заинтересованными сторонами, в особенности, с аборигенами, признание важности использования земли в культуре и образе жизни аборигенов и подход, предполагающий доступ на территорию, взамен подхода на основе ограничений в использовании и компенсаций.

6.4. Практический опыт реабилитации после крупных радиационных аварий

К категории крупных радиационных аварий, сопровождающихся выбросом радиоактивных веществ в окружающую среду, следует отнести аварии, при которых территории, подвергшиеся радиоактивному загрязнению, охватывают площади, измеряемые десятками и сотнями квадратных километров и более. Как правило, эти территории включают природные участки, занимаемые различными естественными и аграрными экосистемами (сельскохозяйственные угодья, леса, водные артерии,

естественные ландшафты и т.п.). В научную основу радиологической демаркации загрязненных территорий, в принципе, должны закладываться дозовые параметры, ограничивающие облучение человека. Однако практически, помимо применения дозиметрических показателей, обозначение границ загрязненной территории проводится по плотности содержания радионуклидов (в Бк/м²). Так, в зоне Кыштымской аварии на Южном Урале на ПО «Маяк» в 1957 г. область радиоактивного загрязнения (Восточно-Уральский радиоактивный след) ограничивалась содержанием ⁹⁰Sr — основного долгоживущего радионуклида при этой аварии 74 кБк/м² (она составляла 23 000 км²). При аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г. регион аварии был определен уровнем загрязнения ¹³⁷Cs 37 кБк/м² (150 000 км²).

Главной, но не единственной задачей реабилитации (в литературе также встречаются термины ремедиация, реже — деконтаминация) территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате крупных радиационных аварий, является ограничение радиологических последствий, прежде всего выражающееся в снижении доз облучения населения. Помимо этой основной цели могут ставиться вопросы возвращения реабилитируемых угодий в исходное (доаварийное) состояние, а также улучшения ландшафтно-хозяйственных характеристик этих территорий [37, 38]. В крайних случаях может выдвигаться задача вернуть реабилитируемые площади по радиационным параметрам природной среды (содержание техногенных радионуклидов или естественных радионуклидов, концентрация которых в объектах окружающей среды за счет хозяйственной деятельности стала выше нормальной, дозовые параметры облучения и т.п.) к такому состоянию, которое характеризовало внешнюю среду до аварии. Такая задача особенно часто формулируется в программах, выдвигаемых «зеленым» движением. По-видимому, с учетом темпов современного техногенеза при постулировании задач реабилитации радиоактивно загрязненных площадей целесообразно исходить из радиолого-экономических критериев, т.е. одновременно учитывающих улучшение радиоэкологической обстановки и финансово-затратную компоненту реабилитационных мероприятий. В современной обстановке очищение природной среды от радионуклидов до состояния естественного радиационного фона едва ли окажется экономически или социально приемлемым, а решение задачи обеспечения радиоэкологического благополучия, т.е. соблюдения всех радиационных стандартов для человека и биоты, является обязательным.

Как показывает опыт ликвидации последствий крупных радиационных аварий, сопровождающихся радиоактивным загрязнением территорий, важное место в системе реабилитационных мероприятий занимает ремедиация сельскохозяйственной сферы. Именно внедрению защитных контрмер в структуре агропромышленного комплекса (АПК) отдается предпочтение. Зачастую к этому весьма близки проблемы ремедиации территорий, занятых лесонасаждениями и водными природными объектами.

Первостепенное значение ликвидации последствий радиационных аварий в сфере агропромышленного производства определяется рядом факторов, наиболее значимых среди которых являются:

1) сельскохозяйственная продукция, содержащая радионуклиды, поступающая в рацион человека, является важным (иногда относится к числу основных) источником его облучения (внутреннее облучение) в структуре дозовых нагрузок на население;

2) снижение дозы внутреннего облучения за счет внедрения в агропромышленный комплекс защитных мероприятий, направленных на уменьшение содержания радионуклидов в пищевой (сельскохозяйственной) продукции, в программах по лик-

видации последствий радиационных аварий часто оказывается более эффективным и легче технологически реализуемым, чем уменьшение дозы внешнего облучения вследствие предпринимаемых контрмер;

3) дозы облучения сельского населения, проживающего в зоне воздействия радиационных аварий, как правило, выше, чем горожан, находящихся в аналогичных условиях (работа на открытом воздухе у селян, тип их питания, проживание в жилищах с меньшей физической защитой от радиационного воздействия);

4) основной контингент населения в зонах радиационных аварий, как правило, оказывается сельским;

5) производство сельскохозяйственной продукции, отвечающей радиологическим стандартам (радиологически «чистой»), на территории, подвергшейся воздействию радиационной аварии, является важнейшим социально-психологическим фактором для населения, проживающего в зоне аварии.

Все вышеизложенное даёт основание отнести крупнейшие радиационные аварии с выбросом радиоактивных веществ и загрязнением обширных территорий к категории сельских. Это касается к Кыштымской аварии на Южном Урале в 1957 г., аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г. и на АЭС «Фукусима Дайичи» в Японии в 2011 г.

6.4.1. Кыштымская авария (ПО «Маяк», Южный Урал)

Радиационная авария на ПО «Маяк» с образованием Восточно-Уральского радиоактивного следа (ВУРС) в 1957 г. по существу была первой при использовании ядерной энергии крупной радиационной аварией с выбросом в окружающую среду радиоактивных веществ (около 2 МКи, 74 ПБк) при суммарной мощности 20 МКи (740 ПБк), где впервые в мировой практике была реализована масштабная программа по реабилитации загрязненной территории. Реабилитация в первую очередь затрагивала аграрную сферу, что в основном было связано с решением радиоэкологических, экономических и социальных проблем [37, 38].

Зона ВУРС была демаркирована по изолинии плотности загрязнения ^{90}Sr (главным дозообразующим радионуклидом на длительный период воздействия аварийного выброса), равной $3,7 \text{ кБк/м}^2$, что соответствовало двойному фоновому содержанию этого радионуклида вследствие глобальных радиоактивных выпадений после ядерных испытаний. Площадь зоны ВУРС составила $23\,000 \text{ км}^2$ (217 деревень и поселений, население $270\,000 \text{ чел.}$). Защитные меры по ликвидации последствий аварии внедрялись на территориях с плотностью загрязнения ^{90}Sr 74 кБк/м^2 (5% площади ВУРС, 1000 км^2), сельскохозяйственная деятельность была прекращена на территории с уровнем загрязнения ^{90}Sr $74\text{--}150 \text{ кБк/м}^2$ (приблизительно 700 км^2).

Радионуклидный состав выпадений в этой аварии составлял (в % от исходного выброса, в скобках в ПБк): ^{89}Sr — следы, $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ 5,4 (2,0), $^{95}\text{Zr} + ^{95}\text{Nb}$ — 24,8 (18,4), $^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$ — 3,7 (2,7), ^{137}Cs — 0,35 (0,26), $^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$ — 65,8 (48,7), ^{147}Pm — следы, ^{155}Eu — следы, Pu — 0,002 (0,0014).

Концентрация радионуклидов в сельскохозяйственной продукции на удалении 20 км от эпицентра выброса достигала $10\text{--}10\,000 \text{ кБк/кг}$, спустя 5 лет после аварии основным дозообразующим радионуклидом стал ^{90}Sr . Мощность экспозиционной дозы вблизи источника выброса в первый период достигала $200\text{--}400 \text{ мкР/сек}$. Спустя 40 лет после аварии уровень радиоактивного загрязнения территории ВУРС упал в 50 раз, а мощность дозы снизилась в 4000 раз за счет радиоактивного распада радио-

нуклидов и их заглубления в почвенном профиле. За 40 лет биологическая доступность ^{90}Sr для корневого усвоения растениями уменьшилась в 7–10 раз.

Значительная часть территории в зоне Кыштымской аварии (ВУРС) была выведена из хозяйственного пользования (106 000 га), при этом сельскохозяйственные угодья занимали 45%, леса 36%, озера 9%. Иными словами, авария нанесла региону значительный экономический урон. Изначально была поставлена задача реабилитации сельскохозяйственных угодий в максимально полном объеме с обязательным достижением радиологических нормативов на концентрации ^{90}Sr в агропромышленной продукции.

На этом радиоэкологическом фоне на территории ВУРС была реализована крупная программа по реабилитации сельскохозяйственных, лесных и водных площадей, с особым акцентом на аграрный сектор. Система защитных мер в зоне ВУРС включала все отрасли сельскохозяйственного производства — земледелие, растениеводство, животноводство, перерабатывающие области [37]. Генеральной задачей реабилитации явилось возвращение сельскохозяйственных угодий в их пользование.

В земледелии эффективным для снижения перехода радионуклидов в растения явилась пахота почвы с применением специальных почвообрабатывающих орудий, в том числе предусматривающих перемещение пахотного горизонта, наиболее загрязненного радионуклидами, на глубину до 50 см (таблица 6.4.1.1). При этом виде пахоты содержание ^{90}Sr в верхнем слое почвы снижалось до 80%. Глубокая пахота с перемещением загрязненного слоя почвы в крайних случаях вела к уменьшению концентрации ^{90}Sr в пшенице на 75%, а в картофеле — до 99%. Удаление верхнего слоя почвы (5–10 см) с последующим формированием нового пахотного слоя почвы обеспечивало уменьшение концентрации ^{90}Sr в растениях в 5–10 раз, но этот способ деконтаминации на ВУРС не получил сколь-нибудь широкого распространения из-за низкой экономичности и возможных экологических осложнений (удаление наиболее плодородных объемов почвы).

Таблица 6.4.1.1

Эффективность сельскохозяйственных защитных мероприятий на Восточно-Уральском радиоактивном следе [37]

Защитные меры	Тип почвы	Снижение концентрации ^{90}Sr в продукции, число раз
<i>Пахота*</i>		
Обычная, на глубину 20–25 см	Минеральные	1,0
Глубинная, на глубину 50 см	Минеральные	1,3–2,3
Глубинная, с оборотом пласта	Минеральные	1,6
Известкование	Минеральные	1,1–3,1
	Органические	1,0–1,1
<i>Минеральные удобрения</i>		
N90P180K90 N60P90K120	Минеральные	1,1–1,4
		1,3–1,9

* Все виды пахоты — на 1-й год вспашки после загрязнения.

Пахота одновременно с уменьшением концентрации радионуклидов в растениях обеспечивала снижение мощности экспозиционной дозы внешнего облучения. Обычные виды пахоты (на глубину пахотного слоя — 20–25 см) уменьшали мощность дозы γ -излучения в 1,1–2,4 раза, а глубокая пахота с захоронением верхнего слоя — до 3-х раз.

Самым эффективным и наиболее распространенным способом сельскохозяйственной реабилитации зарекомендовала себя химизация земледелия — внесение органических и минеральных удобрений, а также известкование кислых почв. Добавление минеральных удобрений гарантированно обеспечивало уменьшение перехода ^{90}Sr в урожай в 1,5–2 раза, а известкование — до 3-х раз на больших площадях. Важным преимуществом использования минеральных удобрений, принцип использования которых на землях, подвергшихся радиоактивному загрязнению, был разработан академиком ВАСХНИЛ В.М. Ключевским и его школой, является то, что эта химизация земледелия относится к главным рычагам подъема урожайности. В сельскохозяйственной радиоэкологии закрепилась парадигма, согласно которой чем выше плодородие почв, тем меньше накопление радионуклидов в растениеводческой продукции.

Существенное значение для снижения перехода ^{90}Sr в пищевой рацион человека за счет растениеводческой компоненты имел подбор видов и сортов сельскохозяйственных растений. Возделывание и использование видов растений, характеризующихся минимальной концентрацией ^{90}Sr , может обеспечить 10-кратное уменьшение содержания ^{90}Sr в рационе, а сортовое разнообразие растений характеризуется 60-кратным различием в концентрации ^{90}Sr .

В животноводстве эффективным приемом оказалось регулирование кормового рациона за счет обогащения кальциефильными растениями (в первую очередь бобовыми), учитывая сходство в метаболизме ^{90}Sr и его химического аналога Са. Полезным было добавление в рацион сельскохозяйственных животных минерального Са. Эти приемы обеспечивали 10-кратное снижение концентрации ^{90}Sr в молоке. К числу эффективных приемов производства кормов с пониженным содержанием ^{90}Sr и других радионуклидов для сельскохозяйственных животных относилась реабилитация луговых угодий (пастбищ и сенокосов) — перевод их из малопродуктивных естественных в высокопродуктивные искусственные (сеяные травы), известкование кислых луговых почв и внесение минеральных удобрений. Для снижения содержания ^{90}Sr и других радионуклидов в мясе выдерживание животных на «чистых» или менее загрязненных кормах перед забоем (в течение до 1,5 месяцев) обеспечивало уменьшение концентрации ^{90}Sr в молоке и мясе соответственно в 3–4 и 2–7 раз.

Важно подчеркнуть, что содержание радионуклидов в сельскохозяйственных продуктах из личных подсобных хозяйств было более высоким, чем в коллективном секторе агропромышленного производства (выпас животных на более загрязненных пастбищах, отсутствие защитных мер или их ограниченное применение, выпас скота, например, на лесных опушках, и т.п.), а эффективность контрмер была выше в коллективном секторе.

Помимо вышеуказанных аграрных контрмер на ВУРС были впервые отработаны различные специальные защитные меры по ограничению перехода радионуклидов в сельскохозяйственные цепочки почва — растение — животные — рацион человека. В земледелии это коснулось промывок почв с помощью различных реагентов (соли, кислоты и т.п.) и удаления радионуклидов за пределы корнеобитаемого слоя почвы,

внесения в почвы различных природных сорбентов (цеолитов, глинистых минералов и т.п.), в животноводстве — очищения молока от ^{90}Sr с помощью ионообменных смол. Многие из них, к сожалению, оказались не очень эффективными, однако некоторые в последующем получили своё дальнейшее развитие.

Комплекс защитных мер по ослаблению последствий аварии в лесном хозяйстве на территории ВУРС приводил к менее значимым радиологическим результатам, чем в аграрном секторе. Запрещение выпаса и сенокосения вводилось с площадей с уровнем радиоактивного загрязнения ^{90}Sr 92 кБк/м², а производство деловой древесины — 3,7 МБк/м². На площадях с плотностью загрязнения ^{90}Sr свыше 370 кБк/м² отдавалось предпочтение лесопосадкам. Вообще на землях, где было исключено ведение сельскохозяйственного производства, было рекомендовано облесение с расчетом на получение пригодной продукции леса, принимая во внимание радиоактивный распад долгоживущих радионуклидов.

К числу важных проблем использования пищевых даров леса (грибы, ягоды) относилось высокое содержание в них радионуклидов (выше, чем во многих сельскохозяйственных продуктах, при одних и тех же плотностях загрязнения территории). Ограничение на заготовку дровяной древесины было наложено на зону с уровнем загрязнения ^{90}Sr свыше 74 кБк/м². На территории ВУРС были образованы специальные лесхозы, регулирующие ведение лесного хозяйства и контролирующие радиационную безопасность. В централизованном теплоснабжении было разрешено использование дровяной древесины с площадей при уровнях загрязнения ^{90}Sr до 1,11 МБк/м².

В общем виде система реабилитационных мероприятий на ВУРС выглядела следующим образом:

- При уровнях загрязнения территории ^{90}Sr менее 74–185 кБк/м² было разрешено производство продовольственных сельскохозяйственных культур.
- Ведение животноводства проводилось при контроле содержания радионуклидов в рационе животных, исключая использование кормов с естественных угодий и грубых кормов, обогащая рационы концентратами, картофелем и корне- и клубнеплодами.
- Производство кормов для молочного скотоводства осуществлялось при плотностях загрязнения ^{90}Sr в 3–4 раза ниже, чем при производстве мяса.
- Свиноводству и птицеводству отдавалось предпочтение как наиболее «чистым» отраслям животноводства.
- Если концентрация ^{90}Sr в зерне и картофеле превышала допустимые санитарно-гигиенические нормативы, эта продукция использовалась для технических целей.

Реабилитация сельскохозяйственных угодий на ВУРС проходила поэтапно с учетом плотности загрязнения ^{90}Sr : 1-й этап (1958–1960 гг.) — до уровня 300 кБк/м², 2-й этап (60-е годы) — 300–920 кБк/м², 3-й этап (до 1993 г.) — 1850–3700 кБк/м², и к концу этого периода 80% земель с уровнем загрязнения ^{90}Sr до 74 кБк/м² было реабилитировано. При выполнении программ реабилитационных мероприятий уже в 1958–1959 гг. защитные мероприятия на территории Кыштымской аварии были внедрены на площади 20 000 га, а соблюдение норм радиационной безопасности для населения было гарантировано при плотности содержания ^{90}Sr до 150 кБк/м². К 1961 г. все земли ВУРС в Свердловской области (плотность загрязнения ^{90}Sr ниже 300 кБк/м²) и 2000 га в Челябинской области были реабилитированы. К 1982 г. половина территории (около 32 000 га) с уровнями загрязнения ^{90}Sr 74–3700 кБк/м² была успешно возвращена в хозяйственное пользование [37].

Комплекс реабилитационных мероприятий на территории Кыштымской аварии 1957 г., прежде всего затронувших аграрный сектор, рассматривавшийся как одно (или даже единственное) из критических звеньев в реабилитации загрязненной зоны в целом, позволил впервые в мировой практике разработать для больших площадей и апробировать на значительных территориях систему эффективных защитных действий по восстановлению хозяйственной деятельности. Этот опыт оказался неординарным при ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г.

6.4.2. Авария на Чернобыльской АЭС

Авария на Чернобыльской атомной станции (ЧАЭС) произошла 26 апреля 1986 г. и стала крупнейшей радиационной аварией в истории атомной энергетики. Выброс радионуклидов в окружающую среду составил: сумма продуктов деления $5,3 \times 10^{18}$ Бк (без инертных радиоактивных газов), в том числе $8,5 \times 10^{16}$ Бк ^{137}Cs и ^{134}Cs , 1×10^{16} Бк ^{90}Sr и 3×10^{15} Бк Pu [37, 39]. Территория, подвергшаяся радиационному воздействию, включала республики бывшего СССР (Украина, Белоруссия, Россия) и ряд западных стран (скандинавские страны, Польша, Германия, Великобритания и др.) и была ограничена изолинией содержания ^{137}Cs 37 кБк/м² [37, 39]. Воздействию аварии подверглось 6 млн. человек, проживавших в 15 000 населенных пунктах, при этом 270 000 человек находилось на территории с уровнем содержания ^{137}Cs выше 555 кБк/м². Как уже указано выше, Чернобыльскую аварию также можно отнести к разряду сельских. Основными дозообразующими радионуклидами для загрязнения сельскохозяйственной продукции стали ^{131}I , ^{137}Cs и смесь продуктов деления, а в отдаленный период — ^{137}Cs (на незначительной части территории также ^{90}Sr и Pu).

Наличие в смеси выпавших радионуклидов биологически подвижных ^{131}I и ^{137}Cs предопределило опасность внутреннего облучения от потребления загрязненной сельскохозяйственной продукции (от первого из указанных радионуклидов в ранний период, от второго — в более отдаленные сроки). По существу, реабилитация региона, подвергшегося радиационному воздействию от аварии на ЧАЭС, на многие годы выразилась в проведении системы защитных мероприятий, направленных на ограничение поступления ^{137}Cs в сельскохозяйственную продукцию.

Повышенная миграционная подвижность ^{137}Cs в сельскохозяйственных цепочках в зоне аварии на ЧАЭС связана с тем, что в регионе достаточно широко распространены легкие по механическому составу (песчаные и супесчаные), а также торфяные почвы, характеризующиеся высоким переходом ^{137}Cs в рацион. Если на почвах тяжелого механического состава (глинистые) внешнее облучение достигает 93% от общей дозы, то на суглинистых оно падает до 80–85%, на песчаных и супесчаных до 53–57%, а на почвах торфяного ряда оно не превышает 20% (рис. 6.4.2.1) [40].

Реабилитационные меры в ранний период (1986–1987 гг.) были связаны с ограничением ведения сельского хозяйства на наиболее загрязненных угодьях (где плотность содержания ^{137}Cs превышала 1480 кБк/м²) территорий Беларуси, России и Украины площадью 130 000, 17 000 и 57 000 га соответственно. Период радиоактивных выпадений во время аварии на ЧАЭС для сельскохозяйственного производства был наиболее неблагоприятным (завершены сев яровых культур и посадка картофеля, начался выпас скота на загрязненных естественных угодьях с небольшим травяным покровом и др.). Все вышеуказанное предопределило интенсивное радиоактивное загрязнение сельскохозяйственной продукции в первый период после аварии.

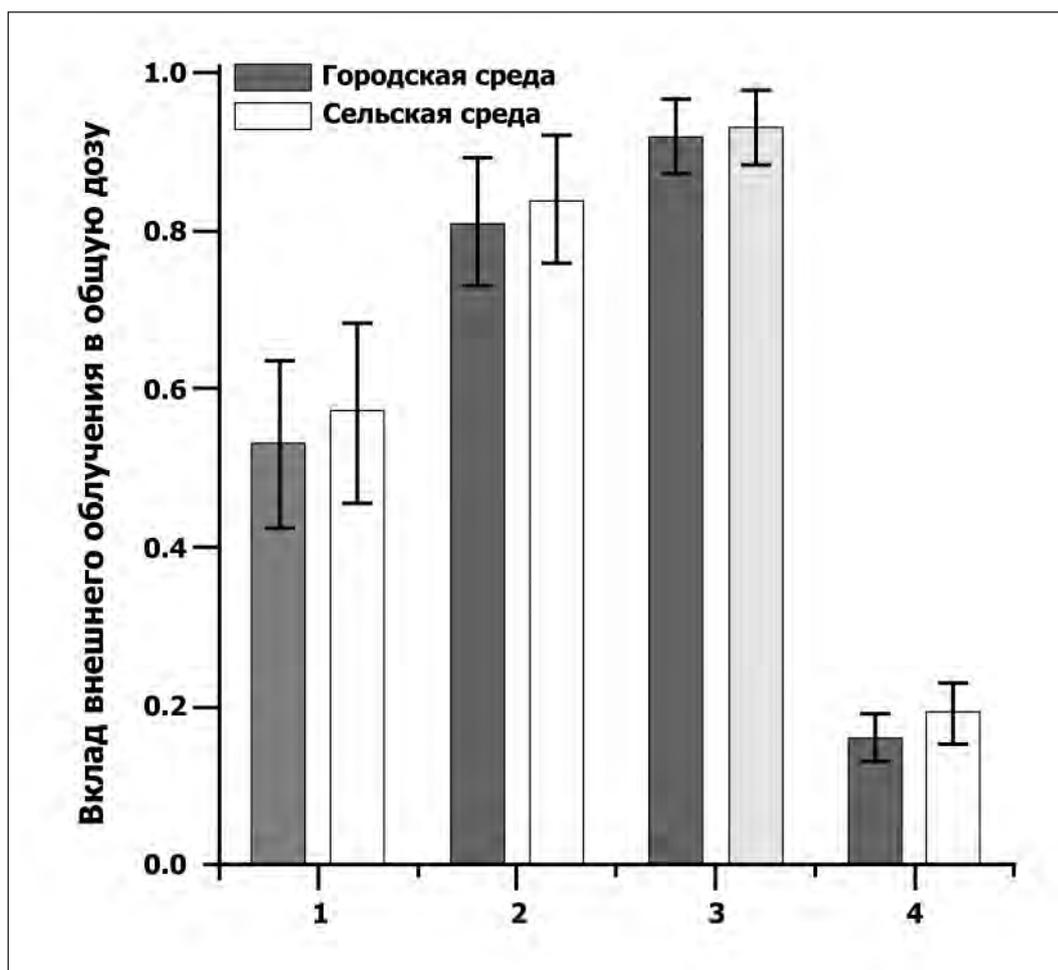


Рис. 6.4.2.1. Вклад внешнего облучения в общую дозу при ведении сельского хозяйства на песчаных, супесчаных (1), легко- и среднесуглинистых (2), глинистых (3) и торфяно-болотных (4) почвах при одинаковом загрязнении ^{137}Cs территории городских и сельских населенных пунктов [40]

Главную радиологическую опасность в ранний период аварии на ЧАЭС в плане загрязнения сельскохозяйственной продукции представлял ^{131}I . Основные защитные мероприятия в отношении этого радионуклида в сельском хозяйстве были связаны с прекращением выпаса животных (особенно молочного скота) и возвращением их на стойловое содержание. К сожалению, реализация этого приема была осложнена из-за организационных трудностей и отсутствия «чистых» кормов.

Более эффективной и длительно использовавшейся контрмерой оказалась переработка молока, где концентрация ^{131}I превышала нормативы для прямого потребления, на сгущенное и сухое молоко с последующим хранением продукции.

К июню 1986 г. была сформирована программа реабилитационных мероприятий на территории в регионе аварии на ЧАЭС, которая включала:

- запрещение забоя скота в зоне, где плотность загрязнения ^{137}Cs превышала 555 kBк/м^2 (возможно было содержание животных до 1,5 месяцев перед забоем на «чистых» кормах);
- предотвращение пылеобразования при сельскохозяйственных работах;
- ограничение использования загрязненного навоза на удобрения;

- предпочтительное использование в кормлении сельскохозяйственных животных силоса вместо сена;
- ограничение использования молока из личных подсобных хозяйств;

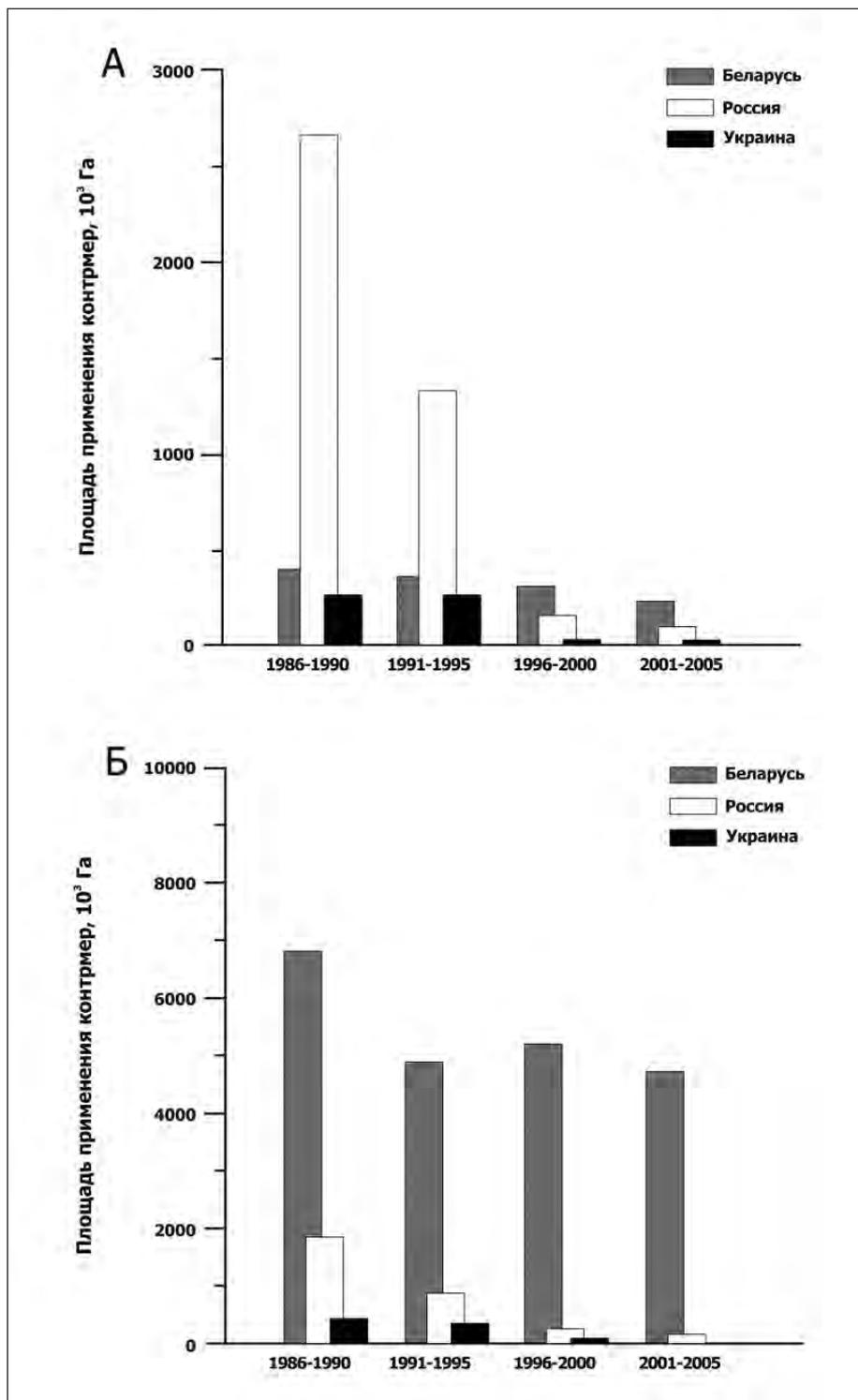


Рис. 6.4.2.2. Изменение со временем размера сельскохозяйственных территорий с применением известкования (А) и минеральных удобрений (Б) в качестве контрмер в странах бывшего СССР, пострадавших в результате аварии на Чернобыльской АЭС [41]

- проведение интенсивного радиационного мониторинга агросферы и сельскохозяйственной продукции;
- переработка молока на масло и молочнокислые продукты.

Второй послеаварийный этап реабилитации сферы агропромышленного производства в зоне ЧАЭС охватил период в два десятилетия (1988–2007 гг.). С учетом важной роли сельскохозяйственной продукции, содержащей радионуклиды, в формировании суммарной дозы облучения населения, была реализована крупная программа по реабилитации аварийного региона. Очень важно подчеркнуть, что в этой многолетней комплексной программе ремедиация в АПК оказалась решающим звеном в снижении доз облучения и общем улучшении радиологической ситуации в регионе (рис. 6.4.2.2) [41, 42].

Основным тезисом в аграрной политике в зоне аварии была концепция, что чем более значима роль защитных мероприятий в повышении плодородия почвы, увеличении урожайности растений и продуктивности сельскохозяйственных животных, тем ниже концентрация радионуклидов в конечной сельскохозяйственной продукции.

В организационном плане вся территория, подвергнутая радиационному воздействию при аварии на ЧАЭС, была разделена, исходя из плотности загрязнения ^{137}Cs , на 4 зоны: соответственно 1) 37–185, 2) 185–555, 3) 555–1480 и 4) свыше 1480 кБк/м². В зоне с плотностью содержания ^{137}Cs 37–185 кБк/м² сельскохозяйственное производство велось без ограничений (кроме территории с торфяными и болотными почвами, где проводились ограниченные защитные меры), во 2-й и 3-й зонах внедрение контрмер шло по нарастающей, в 4-й зоне агропромышленное производство было запрещено вообще (эти территории в Беларуси, России и на Украине составляли соответственно 1300, 173 и 570 км²).

Разнообразие типов почв в зоне загрязнения, предопределяющее почти 10-кратные колебания в концентрации ^{137}Cs в сельскохозяйственных продуктах, давало возможность варьирования в размещении разных культур и ведения лугопроизводства в зависимости от свойств почв (таблица 6.4.2.1).

Таблица 6.4.2.1

Максимальные уровни загрязнения ^{137}Cs сельскохозяйственных угодий и лесов, при которых возможно получение продукции, соответствующей требованиям СанПиН 2.3.2.1078-01* [40]

Продукт	Почва			
	Песчаная, супесчаная	Легко- и средне суглинистая	Глинистая	Торфяно-болотная
Молоко	410	1 000	2 000	120
Говядина	240	420	720	65
Свинина	330	660	1 600	90
Картофель	1,500	2 000	7 500	500
Зерно (хлеб)	230	460	1 750	115
Грибы	50	365	795	30

* ПДК ^{137}Cs составляли: молоко — 100 Бк/л, говядина, свинина — 160 Бк/кг, картофель — 120 Бк/кг, зерно — 60 Бк/кг, грибы — 500 Бк/кг.

В земледелии наиболее простым и эффективным приемом снижения концентрации радионуклидов в рационе была пахота (особенно с переворотом и заглублением верхнего наиболее загрязненного слоя почвы на глубину 25–30 см и более), что обеспечивало 1,5–2-кратное уменьшение содержания ^{137}Cs в урожае (таблица 6.4.2.2) [42–44]. Вспашка была эффективной только в первый год её проведения после загрязнения почв, она вела также к уменьшению дозы внешнего облучения.

Важнейшим элементом в реабилитации загрязненной территории стала интенсивная химизация, особенно внесение в повышенных дозах калийных удобрений (химического аналога ^{137}Cs), она вместе с известкованием кислых почв устойчиво гарантировала в различные годы при разных погодных условиях и для очень большого набора сельскохозяйственных культур 1,5–3-кратное снижение концентрации ^{137}Cs .

Таблица 6.4.2.2

Снижение уровней ^{137}Cs и ^{90}Sr за счет применения контрмер в странах бывшего СССР, число раз [43, 44]

Контрмера	^{137}Cs	^{90}Sr
Обычная вспашка (первый год)	2,5–4,0	–
Лущение стерни и вспашка с захоронением пласта	8–16	–
Известкование	1,5–3,0	1,5–2,6
Минеральные удобрения	1,5–3,0	0,8–2,0
Органические удобрения	1,5–2,0	1,2–1,5
Коренное улучшение (первое применение)	2,0–9,0; (2,0–3,0)*	1,5–3,5 (1,5–2,0)
Удаление почвы (внешняя доза)	1,5	–

* Многократное применение.

Максимальный эффект от внедрения защитных мероприятий в аграрной сфере, если его выразить в кратности снижения концентрации радионуклидов в продукции, достигался на лугах и пастбищах. При переводе естественных малопродуктивных кормовых угодий в искусственные высокопродуктивные (сеяные травы) с внесением удобрений и известкованием обеспечивалось снижение перехода ^{137}Cs в кормовые травы в 3,6–16,0 раз (таблица 6.4.2.3).

Таблица 6.4.2.3

Эффективность применения контрмер на лугах и пастбищах [42, 44, 45]

Контрмера	Снижение концентрации ^{137}Cs в растениях, число раз	
	Минеральные почвы (супесчаные)	Органические почвы (торфяные)
Дренаж	–	2–4
Дискование или фрезерование	1,2–1,5	1,8–3,5
Перепахка	1,8–2,5	2,0–3,2
Перепахка с оборотом пласта и его смещением на глубину 35–40 см	8–12	10–16
Известкование	1,3–1,8	1,5–2,0

Продолжение таблицы 6.4.2.3

<i>Применение минеральных удобрений</i>		
Азот	Увеличение до 1,1–3,0	
Калий (60–240 кг/га)	1,5–3,0	1,5–3,0
Азот, фосфор, калий (1:1,5:2)	1,2–2,0	1,5–2,0
Поверхностное улучшение	1,6–2,9	1,8–14
Коренное улучшение	3,0–12	4,0–16

В животноводстве получение молока, мяса и других продуктов, содержание радионуклидов в которых отвечало радиологическим стандартам, обеспечивали: 1) кормление «чистыми» кормами перед забоем животных (4–10 недель), 2) использование ферроцина для снижения поступления ^{137}Cs в молоко и мясо и 3) переработка молока на масло и молочнокислые продукты (таблица 6.4.2.4) [41, 42, 45]. При кормлении «чистыми» кормами снижение содержания ^{137}Cs в молоке и мясе достигало 2–5 раз, а применение ферроцинсодержащих препаратов 1,5–16 раз. При переработке молока с концентрацией ^{137}Cs 1 Бк/л содержание радионуклида в масле и сыре составляло 0,02 и 0,4 Бк/кг.

Таблица 6.4.2.4

Эффективность снижения уровней ^{137}Cs и ^{90}Sr в животноводческой продукции за счет применения контрмер в странах бывшего СССР, число раз [41, 42, 45]

Контрмера	^{137}Cs	^{90}Sr
Смена кормовых культур	3–9	2–8
Кормление «чистыми» кормами	2–5 (в зависимости от времени)	2–5
Применение препаратов, связывающих ^{137}Cs	2–5	–
Переработка молока на масло	4–6	5–10

Территория, занятая лесопосадками в зоне аварии на ЧАЭС с уровнем загрязнения ^{137}Cs более 37 кБк/м², превышала 40 000 км², из них площадь с плотностью загрязнения ^{137}Cs более 1480 кБк/м² — свыше 500 км². Только в Российской Федерации в лесном хозяйстве были заняты около 50 000 работников и членов их семей.

С реабилитационной точки зрения лесные угодья представляют интерес с двух точек зрения:

1. Леса на загрязненной территории служат биогеохимическим барьером для миграции радионуклидов на местности.

2. Продукция лесов и лесного хозяйства, содержащая радионуклиды, является источником внешнего и внутреннего облучения населения.

Характер защитных мероприятий в лесах на загрязненной территории отличается от специфики контрмер в сельском хозяйстве, в первом случае больше запретительных действий (запрещение выпаса животных, сбора грибов, ягод, других «даров леса»). Естественное биогеохимическое очищение многих представителей лесной растительности (а также животных) происходит медленнее, чем в аграрной сфере. В связи с вышеизложенным, и радиологическая роль «даров леса» как источников

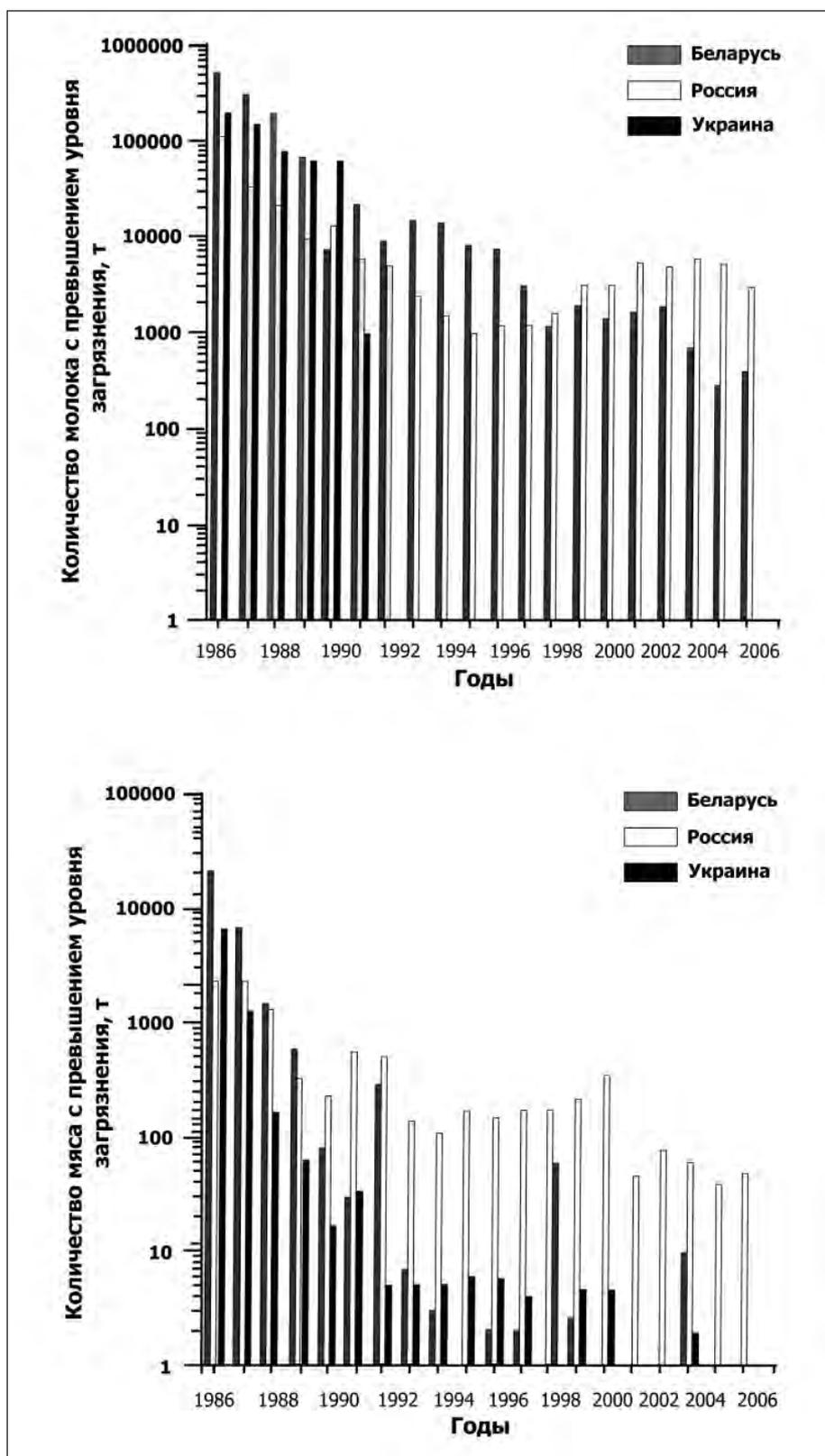


Рис.6.4.2.3. Количество молока и мяса с превышением норм по содержанию ^{137}Cs в России (всё молоко и мясо — коллективных и личных хозяйств), Украине и Беларуси (только молоко и мясо, поступающие на перерабатывающие заводы) после аварии на Чернобыльской АЭС [41]

облучения населения со временем растет относительно аналогичного вклада основных дозообразующих продуктов питания из аграрного сектора (в первую очередь, молока). Так, в Брянской области России в 1995 г. относительно 1991–1992 гг. роль грибов как источника ^{137}Cs в рационе возросла с 20 до 43%, а молока упала с 66 до 39% [46, 47].

Масштабы радиоактивного загрязнения сельскохозяйственной продукции ^{137}Cs в регионе аварии на ЧАЭС проявляются следующими показателями: в 1986 г. в районе максимальными плотностями загрязнения в 80% зерна и молока содержание ^{137}Cs превышало предельно допустимые величины (рис. 6.4.2.3) [41]. В результате выполнения программы крупномасштабных защитных мероприятий количество агропромышленной продукции, не отвечающей радиологическим стандартам, было резко сокращено [41] и к 1991 г. объемы сельскохозяйственной продукции, не отвечающей санитарно-гигиеническим нормативам, составили только 10% [44]. В регионе, где в АПК защитные мероприятия проводились в максимальных объемах, концентрация ^{137}Cs в молоке снижалась с экологическим периодом полураспада 1,0–2,8 года, а в зоне с ограниченными масштабами контрмер экологический период полураспада ^{137}Cs равнялся 2,3–4,8 года [48]. В группе факторов, определяющих снижение концентрации ^{137}Cs в сельскохозяйственной продукции в зоне аварии на ЧАЭС, — естественных биогеохимических процессов, защитных мероприятий и радиоактивного распада — на долю аграрных контрмер для основных дозообразующих пищевых продуктов приходится 38–53% (табл. 6.4.2.5) [48].

Таблица 6.4.2.5

Роль различных факторов в снижении уровня загрязнения ^{137}Cs сельскохозяйственных продуктов, % [48]

Факторы	Тип продукции		
	молоко	зерно	картофель
Естественные биогеохимические процессы	50	42	51
Защитные меры	45	53	38
Радиоактивный распад	5	5	5

Если оценить эффективность контрмер в АПК чернобыльских территорий в радиологических критериях, то вследствие выполнения комплекса защитных мероприятий в сельскохозяйственной сфере было достигнуто сокращение коллективной дозы 12 00019 000 чел.-Зв [41]. Другими словами, эффект внедрения контрмер в АПК привел к тому, что дозы внутреннего облучения (за исключением облучения щитовидной железы) были уменьшены на 30–40%, а общая доза — на 20–25% по сравнению с радиоэкологическим сценарием, когда защитные мероприятия в сельскохозяйственной сфере не вводились [41]. Несмотря на реализацию масштабной программы реабилитации, выполнение защитных мероприятий на этой территории продолжается и в настоящее время [49]. Предполагается, что если принять экологические периоды снижения дозы внутреннего облучения, равными 15 годам, а для внешнего облучения — 18,8 годам [47], то к 2035 г. в Беларуси и к 2050 г. в Российской Федерации не останется поселений, где дозы облучения населения будут выше 1 мЗв/год (рис. 6.4.2.4) [41, 44].

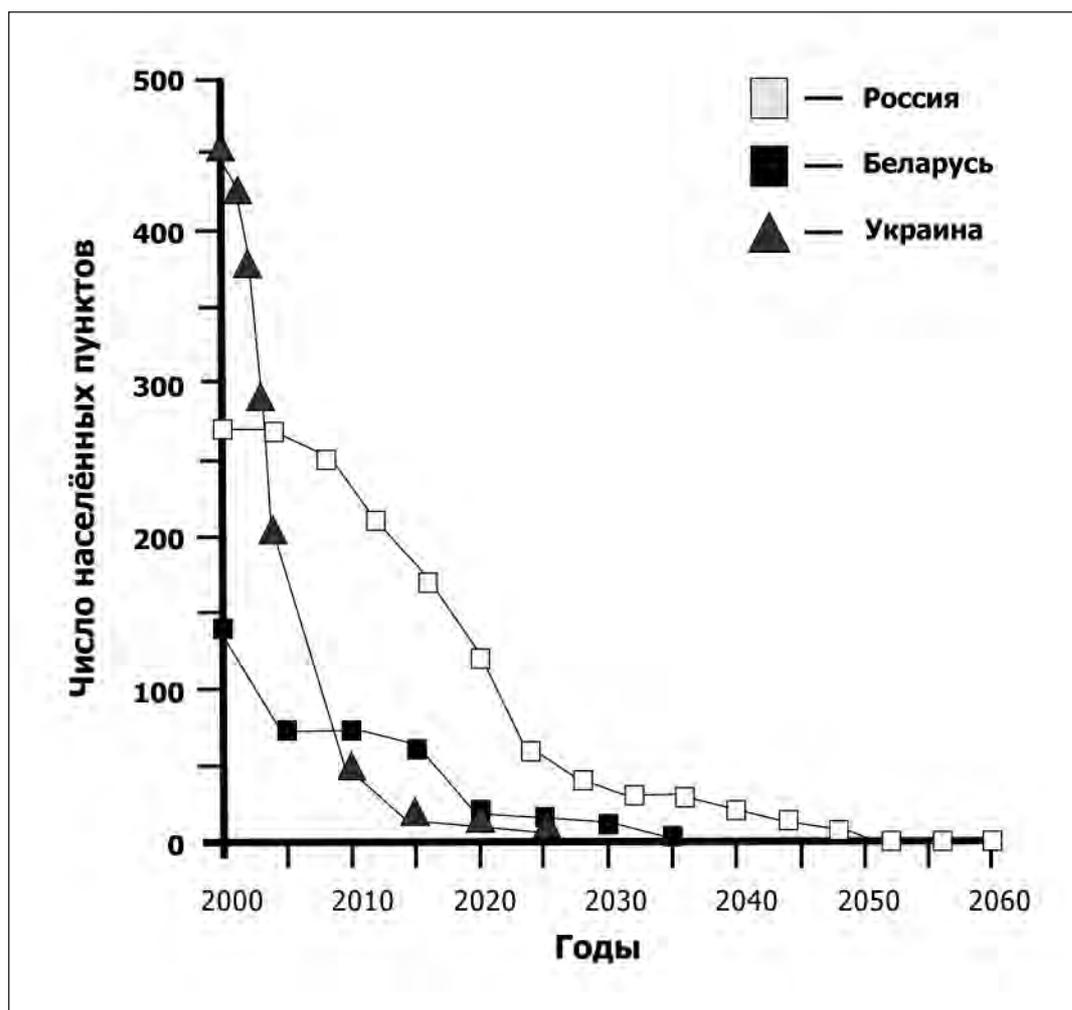


Рис. 6.4.2.4. Прогноз изменения с годами числа сельских населенных пунктов с дозой, превышающей 1 мЗв/год [44]

Самостоятельной нерешенной проблемой в реабилитационном отношении остается обращение с 30-километровой зоной ЧАЭС. В этой наиболее загрязненной аварийной области содержится большое количество складированных радиоактивных отходов и материалов. Высказывается суждение о создании в этой зоне хранилища РАО. Рассматривается вопрос об организации биосферного заповедника на базе 30-километровой зоны, где предполагается проведение комплекса научных исследовательских работ по изучению миграции радионуклидов в природной среде и действия ионизирующих излучений на экосистемном уровне.

6.4.3. Авария на АЭС «Фукусима Дайичи» в Японии

Авария на АЭС «Фукусима Дайичи» (ФДАЭС) стала крупнейшей гражданской радиационной катастрофой после аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г. Были даны рекомендации о выселении 78000 чел. в радиусе 20 км от ФДАЭС и укрытии в убежищах 62000 чел. в поясе 20-30 км от ФДАЭС. Ещё 10000 чел. было рекомендовано эвакуироваться из «языков» к северо-востоку от ФДАЭС из-за высоких плотностей загрязнения территории. Аварии на ФДАЭС МАГАТЭ был присвоен высший (7-й)

уровень опасности по международной шкале ядерных и радиологических событий INES (к такому уровню опасности ранее была отнесена авария на ЧАЭС).

Выбросы основных дозообразующих радионуклидов — ^{137}Cs и ^{131}I составили соответственно 100–500 и 6–20 ПБк, что равно 2–8 и 1–3% от общих запасов этих радионуклидов в трёх аварийных энергоблоках ФДАЭС. Роль других радионуклидов (Sr, Ba и Pu) была незначительна. Для сравнения можно указать, что выбросы ^{137}Cs и ^{131}I при авариях в Уиндскейле (1957 г.) были равны соответственно 0,74 и 0,22 ПБк, а на ЧАЭС соответственно 1700 и 86 ПБк. Таким образом, выбросы ^{137}Cs и ^{131}I при аварии на ФДАЭС были в среднем в 3,4–17 и 4,3–14 раз ниже, чем при аварии на ЧАЭС. По выбросам ^{133}Xe (10^{19} Бк) авария на ФДАЭС превзошла аварию на ЧАЭС ($6,5 \times 10^{18}$ Бк).

В целом считается, что в радиологическом отношении авария на ФДАЭС эквивалентна 15–20% от аварии на ЧАЭС.

Основными путями радиационного воздействия на население в первый год после аварии были внешнее облучение, ингаляция радионуклидов и их поступление с пищевыми продуктами (внутреннее облучение). Вклад алиментарного пути в дозу облучения относительно внешнего воздействия возрастал по мере удаления от ФДАЭС, что важно при оценке эффективности аграрных контрмер. При облучении щитовидной железы радиойодом поступление с пищевыми продуктами было определяющим.

Важной особенностью аварии на ФДАЭС в сельскохозяйственном ракурсе явилось то, что она произошла в зимнее время года. Это обстоятельство серьезно снизило масштабы прямого (аэрального) загрязнения растений (исключение составили озимые культуры), основная часть осаждавшихся из воздуха радиоактивных веществ задерживалась на оголенных от снега участках почвы, коре деревьев и т.п. [50]. Как следствие, зимнее время выпадений радионуклидов существенно ослабило размеры возможного загрязнения сельскохозяйственной продукции в целом и ограничило негативные аграрные последствия аварии, которые, как показали итоги реабилитационных работ в регионах Кыштымской аварии и аварии на ЧАЭС, особенно значительны в начальный период. С этой точки зрения авария на ЧАЭС, с которой с первых дней сравнивали аварию на ФДАЭС и которая произошла поздней весной — ранним летом 1986 г., привела к значительно более серьезным последствиям для сельского хозяйства. По метеорологическим условиям радиоактивного загрязнения сельскохозяйственных угодий авария на ФДАЭС более сходна с Кыштымской аварией в 1957 г. (позднее осеннее время).

По расчетам В.Ю. Голикова и И.А. Звоновой [51] в первые месяцы после аварии на ФДАЭС вклад содержащих радионуклиды пищевых (сельскохозяйственных) продуктов в суммарную эффективную дозу как в зоне плановой эвакуации, так и в ближайших районах колебался от 22 до 40% (на долю внешнего облучения приходилось до 50–74% общей дозы). Вклад внутреннего облучения в общую дозу с течением времени в поставарийный период может возрастать. При облучении щитовидной железы детей вклад от накопленных в ней радионуклидов в дозу превалировал (поступление радиойода). В течение первого года после аварии на ФДАЭС в первые 30 дней реализуется около 80–90% от общей дозы, связанной с потреблением пищевых продуктов, содержащих радионуклиды.

Основным стратегическим направлением реабилитационной деятельности при ликвидации последствий радиоактивного загрязнения почвенно-растительного покрова в Японии была избрана интенсивная деконтаминация (очистка) почв (точнее

почвенно-растительного покрова) в зоне воздействия аварии. При этом считается, что реабилитация сельскохозяйственных угодий является одним из главных способов снижения дозы облучения населения. Конечная цель реабилитационных работ — достижение уровня облучения населения 1 мЗв/год [52].

Указанный подход к реабилитации земель сельскохозяйственного назначения в Японии существенно отличается от принципов решения аналогичных задач по ликвидации последствий двух крупнейших аварий — Кыштымской аварии в 1957 г. и аварии на ЧАЭС в 1986 г. Причинами этих различий явились, прежде всего, разница в размерах загрязненных площадей и, в меньшей степени, особенности японского менталитета в подходе к ликвидации последствий аварии на ФДАЭС.

Во-первых, площадь загрязненной после аварии на ФДАЭС составляет 13000 км² (только наземная часть, большая часть радиоактивных выпадений припала на морскую среду), что существенно меньше территории, загрязненной при аварии на ЧАЭС, и меньше, чем площадь при Кыштымской аварии. Так, в чернобыльском регионе загрязненной считалась территория с содержанием ¹³⁷Cs в почве свыше 37 кБк/м² (1 Ки/км²), что составляет 150000 км². При Кыштымской аварии загрязненная площадь (содержание в почве ⁹⁰Sr выше 74 кБк/м² (2 Ки/км²) равна 23000 км² [37]. Программа по реабилитации загрязненной территории после аварии на ФДАЭС охватывает площадь 500 км², на которой дозы облучения выше 20 мЗв/год, и около 1300 км², где эта величина колеблется от 5 до 20 мЗв/год [53].

Во-вторых, если в уральском и чернобыльском регионах можно было прибегнуть к экономически и экологически обоснованному временному исключению сельскохозяйственных угодий из пользования, то в Японии такие возможности оказались (или, по крайней мере, рассматривались) крайне ограниченными. Кроме того, большие размеры загрязненных площадей при Кыштымской и Чернобыльской авариях представили широкие возможности для маневра в изменении особенностей сельскохозяйственного производства (смены направления сельскохозяйственного использования территории) для ограничения дозы внутреннего (и, следовательно, суммарного) облучения — например, исключение производства молока как наиболее загрязненного и основного дозообразующего пищевого продукта и замена его на производство мяса и т.п., что было менее реально для аварии на ФДАЭС.

Значительные трудности при деконтаминации почв методом снятия их верхнего загрязненного слоя связаны с сильно пересеченной местностью и с достаточно сложной орографией, которая характерна для загрязненной территории в префектуре Фукусима, что ограничивает использование технических средств для удаления верхнего слоя почвы.

К основным недостаткам деконтаминации почв методом отчуждения её верхнего слоя надо отнести следующие:

- во-первых, образование больших количеств удаляемой почвы с высоким содержанием радионуклидов (по существу, радиоактивных отходов), что выдвигает необходимость решения вопросов обращения с этими отходами;
- во-вторых, снятие и удаление верхнего наиболее плодородного слоя почвы и, как следствие, скорее всего необходимость создания нового плодородного слоя (например, путем завоза новых объемов «чистой» почвы или окультуривания слоев почвы, лежащих непосредственно под снятым горизонтом).

Помимо того, что характер размещения на загрязненной территории лесов в виде отдельных массивов или полос различных размеров предопределяет сложности при механической деконтаминации, традиционно в равнинных условиях лесные экоси-

стемы рассматриваются как биогеохимические барьеры, препятствующие горизонтальной и вертикальной миграции радионуклидов. На пересеченной же местности возможна миграция радионуклидов из лесных биогеоценозов, не исключаяющая вторичного загрязнения уже деконтаминированных почв, занятых сельскохозяйственными растениями.

Первым этапом реабилитационных работ в области сельскохозяйственного производства явился радиационный мониторинг почвенно-растительного покрова. После аварии на ФДАЭС этот мониторинг почв осуществлялся изначально на 580 станциях, к которым впоследствии добавилось еще 3500 [54].

С первого периода аварии были выделены 7 стратегических первоочередных задач, связанных с проблемой загрязнения сельскохозяйственных угодий [55]:

1. Исследование рассеяния радиоактивных веществ на сельскохозяйственной территории в префектуре Фукусима и соседних префектурах (картирование загрязненных территорий и радиационный мониторинг):
 - а) обследование и изучение распределения радиоактивного цезия на местности;
 - б) динамика миграции радиоактивного цезия в почвах и изменение его распределения со временем на территории и в вертикальном профиле почв.
2. Разработка упрощенных методов определения содержания радионуклидов в объектах сельскохозяйственного назначения (почвах, растениях и др.).
3. Изучение накопления радионуклидов различными сельскохозяйственными растениями и животными:
 - а) исследование поступления радионуклидов в сельскохозяйственные растения: рис на почвах пади, разные полевые культуры, овощи, фрукты, пастбищные растения и т.п.;
 - б) расчет коэффициентов накопления радионуклидов растениями из различных почв.
4. Развитие технологий по удалению радионуклидов из корнеобитаемого слоя почв или уменьшению их количества:
 - а) верификация методов реабилитации загрязненных территорий с помощью растений с высоким уровнем накопления радионуклидов.
5. Разработка методов по уменьшению усвоения растениями радионуклидов:
 - а) Применение различных удобрений (особенно калийных), сорбентов и других материалов.
6. Разработка методов по удалению радионуклидов из сельскохозяйственной продукции (при ее переработке):
 - а) распределение радионуклидов в сельскохозяйственных продуктах;
 - б) удаление радионуклидов при переработке сельскохозяйственной продукции (за пределы объемов, имеющих пищевую ценность).
7. Разработка специальных методов по снижению доз облучения при выполнении сельскохозяйственных работ.

В рамках программы деконтаминации почв при удалении верхнего слоя при реабилитации земель сельскохозяйственного назначения в качестве приоритетных задач на первом этапе были выделены:

1. Отделение радиоцезия из отчуждаемой при деконтаминации почвы.
2. Деконтаминация дамб и очистных конструкций.
3. Снижение концентрации радиоцезия в сельскохозяйственных продуктах за счет совершенствования методов обработки почвы после удаления ее верхнего слоя.

4. Разработка безопасных методов реализации этого процесса на реабилитируемых территориях.
5. Восстановление плодородия почвы после снятия ее верхнего слоя почвы и обработки с переворотом пласта.

Таким образом, проблема реабилитации загрязненных сельскохозяйственных угодий после аварии на ФДАЭС сводится в основном к вопросам обращения с большими количествами радионуклидов.

Высокие плотности радиоактивного загрязнения почвенно-растительного покрова обусловили введение запрещения на сельскохозяйственное производство с учетом превышения допустимого содержания радиоактивных веществ в продукции. Так как коэффициент накопления радиоцезия рисом был принят равным 0,1, то производство этой культуры было запрещено при превышении концентрации радиоцезия в почве 5 кБк/кг (это приблизительно соответствует плотности загрязнения радиоцезием 40 Ки/км², 1500 кБк/м²). При этом измерение концентрации радиоцезия производилось в слое 0–15 см для почв падди и 0–30 см — для суходольных почв (с учетом распределения радиоцезия при пахоте или миграции радионуклидов, а также глубины размещения корневых систем растений). Заметим, что примерно при этой плотности содержания радиоцезия на достаточно плодородных черноземных и серых лесных почвах прекращалось производство основных сельскохозяйственных культур при аварии на ЧАЭС в 1986 г. [56].

В регионе аварии на полигоне Иитате была выполнена серия крупномасштабных экспериментов по сельскохозяйственной реабилитации территории [55].

В опытах со снятием верхнего слоя почвы и её удаления было отмечено снижение концентрации радиоцезия на 75%, а уменьшение мощности экспозиционной дозы с 7,1 до 3,4 мкЗв/час. Объем удаляемой почвы составляет примерно 40 кг/м², время операции 0,055 мин/м². При применении магниевого уплотнителя (выполнение полевых работ требует 7–10 погожих дней) происходит отверждение верхнего слоя почвы, которое позволяет удалить 82% имеющегося в ней радиоцезия при снижении мощности дозы с 7,8 до 3,6 мкЗв/час, при этом объём отчужденной почвы равен 30 кг/м², что меньше, чем без использования уплотнителя. Уплотнение почвы препятствует образованию пыли, что важно с точки зрения облучения сельскохозяйственных рабочих. Верхний слой почвы приобретает светлую окраску, что облегчает его выделение при обработке. Не отмечено отрицательного влияния внесения сорбентов на почву, причем возможно использование различных уплотнителей.

При снятии верхнего слоя почвы на луговых угодьях (толщиной 3 см) концентрация радиоцезия в ней падала на 97%, объем удаленной почвы был равен 40 кг/м², операционное время составляло приблизительно 0,25 мин/м². Преимуществами такой деконтаминации является уничтожение сорняков, она применима для торфяных почв, лугов и сорных угодий, где сильно развита дернина.

Предполагается, что механическим способом снимается верхний наиболее загрязненный радиоцезием слой почвы (его толщина варьирует от 2 до 4 см). Далее отчужденный объем почвы вывозится с деконтаминированного поля. Первично эта почва может складироваться в полиэтиленовые мешки, расположенные по краям полей, с сооружением бетонного ограждения. При удалении верхнего почвенного слоя толщиной до 5 см общий объем образующихся отходов составляет 650 млн м³. По содержанию радионуклидов снятый верхний слой почвы можно отнести к низко- или, в крайнем случае, к среднеактивным отходам. При этом возникают следующие вопросы — где и как можно разместить такие радиоактивные отходы, как предотвратить

распространение загрязнения при транспортировке отходов от места сборов до места захоронения, как избежать контактов отходов с атмосферными осадками или подземными водами (соответственно в поверхностном или подземном хранилищах).

Предпринимались попытки зафиксировать находящийся в почве радиоцезий с помощью внесения специальных химических соединений (для уменьшения усвоения корневыми системами растений и ограничения перехода радиоцезия в подземные воды).

Удаление верхнего слоя почвы включает 3 варианта:

- а) снятие верхнего слоя почвы (4 см),
- б) снятие верхнего слоя почвы с применением затвердителя,
- в) для лугов снятие растительности и дернины (3 см).

Наиболее эффективным оказалось удаление слоя 2–4 см, эффективность составляла не менее 75–97%. Недостаток метода — большие объемы отчуждаемой почвы (при слое 4 см — до 400 т/га), необходимость выдержки 7–10 дней.

Глубинная пахота — относительно не очень дорогостоящий и достаточно эффективный прием. Захоронение верхнего слоя почвы на глубину 30–60 см обеспечивает уменьшение мощности экспозиционной дозы в воздухе в 2,3 раза (при обычной пахоте это снижение составляет 1,8 раза). При этом не происходит отчуждения почвы. Обычно в земледельческой практике глубинная пахота ведется до глубины 45 см, далее могут возникать трудности, связанные с приближением к грунтовым водам. В затопляемых почвах фиксация радиоцезия твердой фазой почв проходит медленнее.

Промывка почв пади состоит в затоплении рисовых чеков и последующем отделении суспензии (глинистая и илистая фракции). При проведении этого приема эффективность по снижению концентрации радиоцезия в почвах составила 36%, а по мощности экспозиционной дозы — 15%. В зависимости от свойств почвы (количество глины и гумуса) эффективность может возрасти до 71%. Преимущество этого метода — существенно меньшие объемы отчуждаемой почвы (в 33 раза по сравнению с простым удалением верхнего слоя почвы).

На почвах пади залив рисовых чеков водой с последующим сбросом воды (концентрация радиоцезия при этом в ней незначительна) позволяет с помощью насосов удалять верхний слой почвы (жидкообразная масса), очищенной на 30–70% в зависимости от ее типа (приём мало эффективен для песчаных почв и может быть применен только на тяжелых глинистых почвах). При этом объем отчуждаемой почвы относительно других ее обработок невелик — 1,2–1,5 кг/м². Мощность дозы облучения уменьшается с 7,6 до 6,5 мкЗв/час.

Вспашка с оборотом пласта, впервые оцененная в полевых условиях на почвах ВУРС [см. раздел 6.4.1], при которой предполагается заглубление верхнего слоя почвы на 25–60 см, приводит к перемещению более 50% радиоцезия на глубину ниже 15 см (в контроле весь радиоцезий находится в слое 0–15 см). При этом мощность дозы облучения уменьшается с 0,7 до 0,3 мкЗв/час, однако велик риск загрязнения подземных вод. Размещение загрязненной почвы, содержащейся в полиэтиленовых мешках, в цементные контейнеры снижает мощность дозы внешнего облучения (на удалении 1 см от стенок контейнера) до 94%.

В число важнейших реабилитационных методов агрохимического и агрономического характера входят внесение минеральных удобрений и управление водным режимом почвы. Среди удобрений на первом месте стоят калийные, так как калий — антагонист радиоцезия, хотя в отличие от чернобыльской аварии, где широ-

ко использовалось внесение двойного и большего количества калийных удобрений (относительно нормы) — до 200 кг/га и выше [57], в Японии рекомендуемые дозы вносимого калия были ниже — 80–100 кг/га.

Японские специалисты не избежали некоторых ошибочных решений, известных из опыта ликвидации последствий аварии на ЧАЭС (как выяснилось, они были мало знакомы с достаточно обширной информацией по этим вопросам; хотя по инициативе японской стороны на японский язык в 2002 г. была переведена монография [37], где отражены итоги работ по реабилитации площадей, подвергнутых радиоактивному загрязнению на территории СССР (России)). В частности, большие надежды возлагались на так называемую фитомелиорацию почв, т.е. отчуждение радиоцезия с наземной фитомассой после уборки урожая, при этом предполагалось использование видов растений, характеризующихся большой массой, с одной стороны, и высоким коэффициентом накопления ^{137}Cs , — с другой. Нерациональность такого способа очищения почвы была доказана в широких производственных условиях на радиоактивных следах после Кыштымской и Чернобыльской аварий. На загрязненных территориях в Японии были проведены посевы амаранта и подсолнечника на больших площадях с целью последующей фитомелиорации почв. При возделывании подсолнечника на почвах с концентрацией радиоцезия в почвах около 7,7 кБк/кг (2,3 МБк/м²) вынос радионуклидов наземной фитомассой составил 52 Бк/кг (520 Бк/м²) в расчете на сырой вес, т.е. приблизительно 0,02% от содержания в почве (отметим, что ежегодный радиоактивный распад ^{134}Cs и ^{137}Cs обеспечивает снижение содержания этих радионуклидов в почве соответственно на 28,6 и 2,28%). В регионе ЧАЭС средний вынос ^{137}Cs различными сельскохозяйственными культурами составил около 0,07% [58].

К числу радиологически и экологически необоснованных методов деконтаминации загрязненной территории в Японии должны быть отнесены снятие лесной подстилки в лесах, удаление старых листьев, струйное обмывание стволов деревьев, в ряде случаев (удаление лесной подстилки) эти приёмы вели к ослаблению и даже гибели лесонасаждений. В последующем нерациональность этих способов деконтаминации загрязненных угодий, как и их фитомелиорации была признана японскими специалистами.

Проблема обращения с радиоактивными отходами, являясь ключевой при реабилитации загрязненных территорий, в том числе (и в первую очередь) для сельскохозяйственных угодий, активно обсуждалась в Японии. Ее решение затрагивает сокращение количества образующихся отходов, их повторного использования, рецикла и, наконец, их захоронения.

Радиоактивные отходы, образующиеся при реабилитации загрязненных территорий, весьма разнообразны, концентрация радионуклидов в них колеблется в очень широких пределах — от нескольких единиц до десятков тысяч Бк/кг. Были просчитаны и описаны типы радиоактивных отходов (при деконтаминации земель сельскохозяйственного назначения, лесов, жилых зданий и т.п.) для 9-ти радиоэкологических сценариев ликвидации последствий аварии на ФДАЭС. Выделялись следующие дозовые пределы, достижение которых ставилось при проведении защитных мер (годовые дозы), — 20 мЗв и более, 5 мЗв и более, 1 мЗв и более. Анализировались случаи, когда лесистость территории составляла 10, 50 и 100 %. Как показали расчеты, в зависимости от лесистости территории и уровня сельскохозяйственного использования территории, а также степени деконтаминации возможные объемы загрязненной почвы (эквивалентные понятию радиоактивные отходы в этих расчетах) колебались в

очень широких пределах — от 5 до 29 млн м³. При удельной плотности отходов 1 т/м³ это означает, что объемы производимых отходов могут достичь 29 млн т. Среди этих отходов преобладают отходы, связанные с деконтаминацией сельскохозяйственных угодий (60–90% от общего количества), далее следуют отходы, образующиеся при деконтаминации лесов, причем при наиболее высокой лесистости (100%) они составляют около 50% от отходов, сопряженных с землями сельскохозяйственного назначения.

Интересно сравнить количество радиоактивных отходов, образование которых можно ожидать при деконтаминации территории после аварии на ФДАЭС, с количеством отходов, возникающих при работе АЭС. На АЭС с мощностью 1000 МВт (эл.) количество операционных отходов составляет 250–400 м³/год, низкоактивных отходов в течение 60-ти лет — 15000–25000 м³, при снятии с эксплуатации — 5000–10000 м³. Таким образом, при работе АЭС идет оперирование тысячами — десятками тысяч м³ отходов, а при ликвидации последствий аварии на ФДАЭС — миллионами м³. Еще одно интересное сравнение — общее количество отходов, связанных с деконтаминацией территории после аварии на ФДАЭС, может стать примерно равным годовому количеству твердых бытовых городских отходов в целом по Японии [53].

6.5. Современное состояние правового регулирования вопросов реабилитации в Российской Федерации и перспективы его развития

Как было показано в разделе 6.4, отечественная практика реабилитации радиационно загрязненных территорий насчитывает не одно десятилетие. Вместе с тем, современное российское законодательство весьма скупо описывает эту деятельность. Закономерен вопрос: необходимо ли более детальное нормативно-правовое оформление для деятельности по реабилитации? Ведь эта деятельность сегодня и так ведется — в виде отдельных проектов или мероприятий федеральных целевых программ.

Ответ на этот вопрос — да, необходимо, в том числе по следующим причинам:

- отсутствие четких норм не дает участникам деятельности по реабилитации гарантий, что в дальнейшем их действия будут признаны достаточными, а сама реабилитация участка — законченной;
- отсутствие четко прописанных критериев (конечных состояний) для реабилитируемых территорий и объектов оставляет размытыми итоговые цели и не позволяет эффективно планировать деятельность по их реабилитации (например, участок или объект можно «недорезабилитировать» или «перереабилитировать»);
- реабилитационные мероприятия являются дорогостоящими, поэтому важно избежать как чрезмерных трат, так и сохранения избыточных рисков;
- масштабы ядерного наследия и потенциальные затраты государства на его ликвидацию велики, поэтому требуется четко выстроенная система приоритетов, базирующаяся на соответствующих нормах права;
- расширение масштабов вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов требует значительных затрат эксплуатирующих организаций, которые должны планировать эту деятельность, включая реабилитацию участка;
- без оформленной нормативно-правовой базы сама необходимость реабилитации не является очевидной, равно как и ответственность за ее проведение.

Возникает и следующий закономерный вопрос: чем определяется необходимость или желательность реабилитации? То есть как должна быть сформирована нормативно-правовая база, чтобы можно было сказать, что в одном случае реабилитация требуется, а в другом — нет, и кто должен ее вести и финансировать? Этот вопрос является непростым, во многом — дискуссионным, и при ответе на него требуется принимать во внимание целый ряд факторов, каждый из которых может в конкретных обстоятельствах иметь различный вес. Рассмотрим с учетом приведенного выше анализа международных документов и мировой практики, какое место вопросы реабилитации занимают в современном российском законодательстве.

Условно можно представить два основных пути законодательного оформления терминологии применительно к какому-либо виду деятельности: из идеи (теории) и из практики. В первом случае законодательство само инициирует какой-либо термин, описывающий тот или иной процесс, явление, отношение. Например, федеральный закон «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» ввел понятие особых РАО, которое ранее не использовалось. Во втором случае законодательство закрепляет уже сложившиеся в практической деятельности термины, используя их для регулирования тех или иных отношений. Например, термин «мониторинг» вошел как в природоохранное законодательство, так и в атомное, а также в финансовую сферу. Понятие «вывод из эксплуатации» также введено в тексты федеральных законов «Об охране окружающей среды» и «Об использовании атомной энергии» без каких-либо определений. Однако в данном случае, как было показано в Главе 1, законодательное использование этого термина не однозначно. Скажем, в ст. 3 федерального закона «Об использовании атомной энергии» вывод из эксплуатации равнозначен закрытию, а в контексте ст. 33 близок по смыслу понятию «останов».

Термин «реабилитация» используется и в законодательстве, и в практической деятельности, но не является полностью устоявшимся. В то же время от единообразия используемых понятий в значительной степени зависит сбалансированность нормативно-правовой базы и ход правоприменительной практики.

Приведем такой пример. В природоохранном законодательстве есть понятие «вред окружающей среде», однако тождественное понятие «ущерб» (под которым чаще всего понимается денежное выражение вреда) отсутствует. Это долгое время является камнем преткновения и предметом разногласий в методиках исчисления вреда и практике его взыскания, в определении размеров прошлого экологического ущерба и установлении финансовой ответственности и др. Можно, например, доказать наличие вреда, но трудно обосновать конкретные денежные расчеты для взыскания ущерба [59]. Другая взаимосвязанная проблема — возмещению подлежит вред, нанесенный в результате нарушения законодательства в области охраны окружающей среды. А из этого следует, что историческое загрязнение, возникшее в ходе прошлой работы предприятий, которая регулировалась менее жестким образом, под такое возмещение не подпадает.

Таким образом, унификация понятийного аппарата, используемого в законодательстве и практической деятельности, — это проблема, значение которой не стоит недооценивать.

Если взять за точку отсчета начало 1990-х годов, то термин «реабилитация» практически не встречается в «профильных» законах либо не несет смысловой нагрузки. Например, закон РСФСР «Об охране окружающей природной среды» (1991 г.) неоднократно и в различном контексте использовал словосочетания «оздоровление

**Использование термина реабилитация или аналогов
в законодательстве 1990–2000-х годов**

Источник	Употребление термина «реабилитация» или сходного
Закон РФ от 18 июня 1992 г. № 3061-1 «О внесении изменений и дополнений в Закон РСФСР «О социальной защите граждан, подвергшихся воздействию радиации вследствие катастрофы на Чернобыльской АЭС»	Экологическое оздоровление территории; оздоровление природной среды. Радиоэкологическая реабилитация территорий упомянута в контексте гарантий гражданам и юридическим лицам при проведении защитных мероприятий.
Закон РСФСР от 19 декабря 1991 г. № 2060-1 «Об охране окружающей природной среды»	Оздоровление окружающей среды; оздоровление окружающей природной среды, населения
Федеральный закон от 10 июля 2001 года № 92-ФЗ «О специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязненных участков территории»	Реабилитация (мероприятия по реабилитации) нацелена на снижение риска радиационного воздействия и улучшение экологической ситуации
Федеральный закон от 10 января 2002 года № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды»	Разработка программ реабилитации территорий, отнесенных к зонам экологического бедствия (как цель научных исследований), восстановление природной среды, рекультивация земель
Земельный кодекс Российской Федерации	Восстановление, дезактивация
Федеральный закон от 21 ноября 1995 года № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии»	Не употребляет
Федеральный закон от 1 декабря 2007 года № 317-ФЗ «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом»	Участие в реабилитации загрязненных участков территорий и объектов

окружающей среды» либо «оздоровление окружающей природной среды», которые, впрочем, носили в основном декларативный характер. Аналогичным образом и «чернобыльский» закон «О социальной защите граждан, подвергшихся воздействию радиации вследствие катастрофы на Чернобыльской АЭС» (1992 г.) использует «оздоровление» в различных сочетаниях — «экологическое оздоровление территории», «оздоровление природной среды» и там же через запятую — «оздоровление детей и подростков». Радиоэкологическая реабилитация упоминается в нем один раз — когда речь идет о гарантиях возмещения затрат гражданам и юридическим лицам при проведении защитных мероприятий (см. табл. 6.5.1).

Следующий этап — это начало 2000-х годов. Термин «реабилитация» закрепляется в принятом в 2001 году федеральном законе «О специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязненных участков территории», правда, без его расшифровки. Закон дает определение радиационно загрязненного участка территории, из которого следует, что такой участок, во-первых, представляет опасность для здоровья населения и для окружающей среды, и, во-вторых, подлежит реабилитации либо вследствие загрязнения от техногенной деятельности, либо по факту размещения снятого с эксплуатации особо радиационно опасного объекта. Вместе с

тем, закон был инициирован не в целях реабилитации как таковой, а для обеспечения деятельности по ввозу облученных тепловыделяющих сборок.

Наряду с данным законом термин «реабилитация» получает хождение применительно к проблематике «ядерного наследия» и употребляется в ряде нормативных документов, прежде всего, санитарных.

Например, Санитарные правила «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции» [60] содержат требования к реабилитации загрязненных участков территории, указывая, что после вывода из эксплуатации зданий и сооружений атомной станции в целом и удаления всего объема хранившихся РАО последующая реабилитация территории должна быть проведена в соответствии с требованиями действующих в тот период нормативных документов. Санитарные правила, регулирующие вывод из эксплуатации производств сборки-разборки ядерных боеприпасов, указывают, что реабилитации подлежат загрязненные радиоактивными и токсическими веществами территории (участки территории) промышленной площадки и участки территории санитарно-защитной зоны объекта, а реабилитация территорий включает проведение дезактивации загрязненных объектов и рекультивацию нарушенных земель [61].

ОСПОРБ-99/2010 констатирует, что проектные решения по выводу из эксплуатации радиационного объекта должны предусматривать реабилитацию высвобождаемых площадей и территорий.

В Руководстве, адресованном реабилитации 2-х площадок СевРАО [62], имеется следующее определение: реабилитация загрязненных территорий и объектов — комплекс организационных, технических, социальных, медицинских мероприятий по приведению территорий и объектов в радиационно безопасное состояние, направленных на восстановление среды обитания и создание нормальных условий проживания людей и ведения хозяйственной деятельности. Под критерием реабилитации Руководство понимает показатель, позволяющий оценить результат реабилитационных мероприятий.

Вместе с тем, в природоохранном законодательстве термин «реабилитация» по-прежнему не фигурирует. Принятый в 2002 году федеральный закон «Об охране окружающей среды» использует его лишь единожды — применительно к целям научных исследований в области охраны окружающей среды, к которым он относит разработку «программ реабилитации территорий, отнесенных к зонам экологического бедствия». К слову, предшествующий ему закон РСФСР «Об охране окружающей природной среды» говорил об оздоровлении этих зон, в новом законе слово «оздоровление» уже не встречается. В отношении установления экологических требований при выводе из эксплуатации закон «Об охране окружающей среды» оперирует понятием «восстановление природной среды». Термин «восстановление» широко используется в природоохранной деятельности (восстановление природных ресурсов, восстановление лесов, восстановление земель и др.) и содержательно пересекается с термином «реабилитация», но не тождественен ему.

Не оперирует термином «реабилитация» и земельное законодательство. Ни Земельный кодекс РСФСР, ни пришедший ему на смену Земельный кодекс Российской Федерации его не употребляют. Последний, рассматривая вопросы использования земель, подвергшихся химическому и радиоактивному загрязнению, говорит об их возможном переводе в земли запаса для консервации, ограничении в обороте, а также компенсации затрат на дезактивацию и приведение в состояние, пригодное для использования по целевому назначению. Земельный кодекс также указывает,

что порядок использования таких земель и проведения на них работ устанавливается Правительством Российской Федерации с учетом допустимых уровней радиационного воздействия.

Десятилетие 2010-х годов характеризуется важными законодательными инициативами в атомном праве и развертыванием практической деятельности в области ядерного наследия. В 2011 году принят федеральный закон «Об обращении с радиоактивными отходами», который, не касаясь реабилитации напрямую, предусматривает шаги в отношении пунктов хранения РАО с неизбежной постановкой вопроса о выводе из эксплуатации большого числа таких объектов.

В 2012 году Президентом Российской Федерации утверждены «Основы госполитики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года». Называя реабилитацию радиационно загрязненных участков одним из основных направлений, Основы госполитики ставят задачу совершенствования федерального законодательства в этой области, а также указывают на необходимость учета таких участков, разработки и осуществления комплекса мер по ликвидации экологического ущерба и их реабилитации.

Таким образом, сегодня существует явный разрыв между постановкой практических задач по реабилитации радиоактивно загрязненных территорий, обусловленных выводом из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов, реализацией государственных программ по ядерному наследию, и отражением этих вопросов в законодательной сфере. Так, базовый атомный закон — федеральный закон «Об использовании атомной энергии» — не использует термин «реабилитация» или его синонимы и не содержит какие-либо нормы и требования в этой области. Федеральный закон «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» указывает реабилитацию загрязненных участков территорий и объектов только в качестве одного из видов деятельности Госкорпорации.

В принципе, если бы эти вопросы раскрывались, например, в природоохранном законодательстве, как это принято во многих странах, то необходимости дополнительно вводить какие-либо нормы в ядерное законодательство не было бы. Однако сейчас о реабилитации радиационно загрязненных участков напрямую речь идет только в случае ввоза облученных тепловыделяющих сборок без четкого определения этого понятия, все же остальные ситуации как бы отсутствуют.

С другой стороны, природоохранное и земельное законодательство оперируют понятием «восстановление» и «рекультивация земель», которые не всегда отражают существо реабилитационных мероприятий, проводимых на радиационно загрязненных территориях (к последним могут относиться — в зависимости от решаемых задач — мероприятия и по собственно восстановлению, и по дезактивации, агропромышленной реабилитации, благоустройству жилых и общественных территорий, информационному сопровождению и др.).

Открытым остается и вопрос о конечных состояниях и критериях реабилитации. Отсутствие четких рекомендаций, отмечается в работе специалистов МосНПО «Радон» [63], приводит к тому, что в каждом конкретном случае приходится принимать административные решения, согласовывая их с многочисленными контролирующими органами.

Примером установления критериев реабилитации для конкретных объектов является Руководство по площадкам СевРАО [62], в котором приведены числовые значения для разных вариантов их дальнейшего использования:

- для варианта реновации суммарные дозы облучения персонала и населения от остаточного загрязнения и от дальнейшей эксплуатации не должны превышать основные пределы доз, установленные Нормами радиационной безопасности (для населения — 1 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв/год);
- для варианта конверсии (радиационно опасный объект с иной целевой функцией) — граничные эффективные дозы облучения от остаточного загрязнения для персонала групп А и Б, а также для населения (0,1 мЗв/год для критической группы населения в зоне наблюдения), дополнительное облучение от новой деятельности для критической группы населения — 0,25 мЗв/год.
- для варианта ликвидации предприятия граничное значение эффективной дозы критической группы населения от остаточного техногенного загрязнения при нахождении на территории не должно превышать 1 мЗв/год, значение для остальной территории вокруг ликвидированного объекта — не более 0,1 мЗв/год.

Данные значения доз являются основой для определения конкретных уровней очистки территории и объектов (в единицах удельной активности почвы, мощности дозы в помещениях, уровня загрязнения поверхностей β - и α -активными материалами и др.). Критерием вывода территории из-под регулирующего контроля при ликвидации объектов является граничная годовая эффективная доза для критической группы населения от остаточного загрязнения, равная 0,3 мЗв/год.

Весьма спорными представляются значения, которые установлены в справочном Приложении 5 к НРБ 99/2009 «Критерии вмешательства на загрязненных территориях» [64]. В нем говорится, что числовые значения критериев вмешательства для территорий, загрязненных в результате радиационных аварий, и вмешательства при обнаружении локальных радиоактивных загрязнений («последствий прежней деятельности») различаются.

Для первого вида территорий указывается, что территория, где годовая эффективная доза не превышает 1 мЗв, проживание и хозяйственная деятельность населения по радиационному фактору не ограничивается, и территория не относится к зонам радиоактивного загрязнения.

В то же время критерии вмешательства при обнаружении локальных радиоактивных загрязнений указывают, что при 0,1–0,3 мЗв/год требуется выполнить исследование источника с целью уточнения годовой дозы и ожидаемой дозы за 70 лет, а уровень вмешательства, при превышении которого требуется проведение защитных мероприятий с целью ограничения облучения населения, определен величиной более 0,3 мЗв/год.

Обе ситуации относятся в ситуациям существующего облучения. Однако из представленного в Приложении 5 деления территорий не ясно, почему в одном случае для одних граждан России их проживание и деятельность при дозе 1 мЗв/год не требует никаких ограничений, а в другом случае для других граждан России требуются защитные меры при дозе от 0,3 мЗв/год. Не вызывает сомнений, что при обнаружении локальных загрязнений можно и нужно проводить исследования, но необходимость вмешательства при таком уровне доз вызывает обоснованные сомнения.

Хотя Приложение 5 является справочным и не носит обязательный к применению характер, его присутствие в рамках документа такого уровня ставит несколько принципиальных вопросов:

- 1) чем обоснованы два разных подхода для ситуации существующего облучения;
- 2) как, с точки зрения принципов радиационной защиты, обоснована величина от 0,3 мЗв/год в качестве критерия вмешательства для всех случаев «последствий прежней деятельности».

Сравнивая данные величины с теми, которые даны в публикациях 82 и 103 МКРЗ, о которых говорилось выше, следует констатировать, что отсутствуют какие-либо аргументы в пользу того, что начальным уровнем для проведения защитных мер по соображениям радиационной защиты в ситуации существующего облучения является годовая доза в 0,3 мЗв. Если же для удаления источника, создающего дозы облучения на таком уровне, не требуется прилагать особые усилия, то такие ситуации также должны быть определены в нормативных документах, следуя международным рекомендациям по оптимизации всех факторов, определяющих как саму ситуацию, так и ее изменение.

Говоря о практике реабилитации, в начальный период осуществления ядерных оборонных программ проекты реабилитации практически не разрабатывались. Крупномасштабные работы по реабилитации загрязненных территорий впервые были развернуты на ПО «Маяк» (в особенности по возникшему в результате аварии Восточно-Уральскому радиоактивному следу); в районах, подвергшихся радиацион-

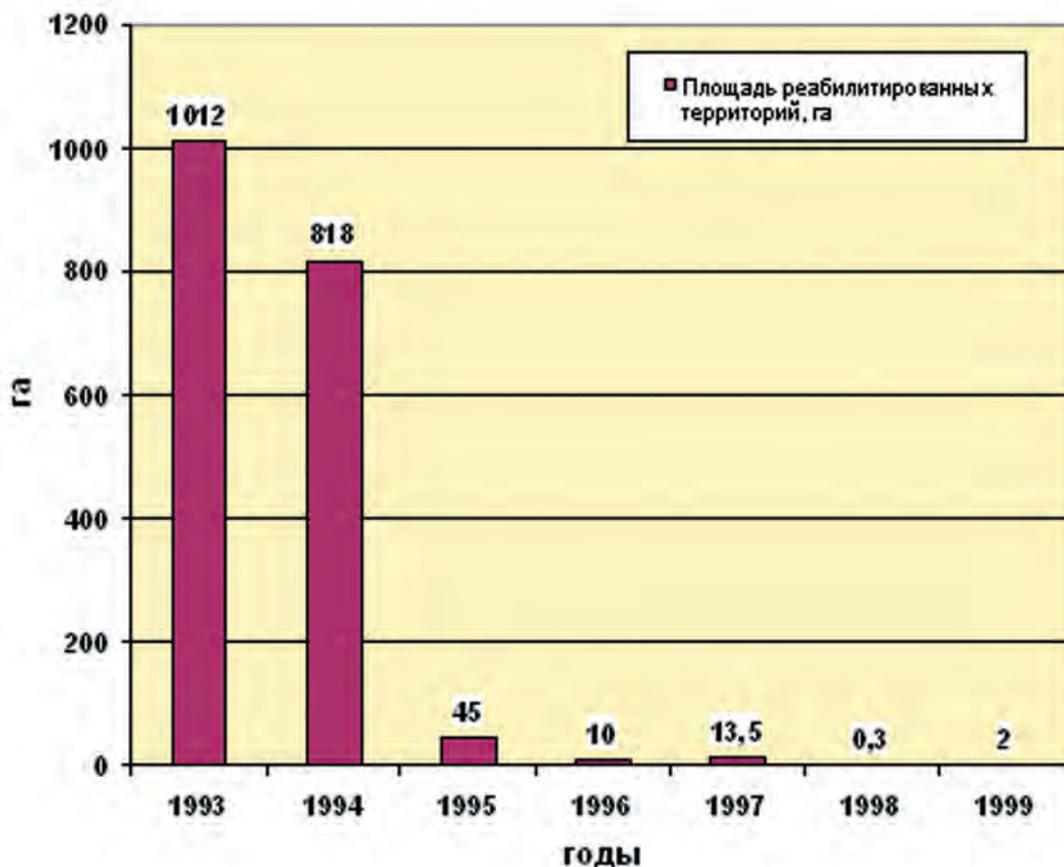


Рис. 6.5.1. Динамика реабилитации территорий вокруг предприятий, производящих материалы для ядерного оружия

ному загрязнению в результате ядерных испытаний на Семипалатинском полигоне; на территориях, загрязненных в результате аварии на Чернобыльской АЭС [37].

С 1992 г. в Российской Федерации начал разрабатываться комплекс мер по ликвидации радиационных загрязнений от прошлой деятельности. Было несколько попыток разработки федеральных программ, однако из-за финансовых и иных проблем эта деятельность не получала должного развития.

Первая федеральная программа «Реабилитации территорий, загрязненных радиоактивными и токсичными веществами в результате деятельности предприятий по производству ядерных материалов» была утверждена министром В.Н. Михайловым 22.04.1992 г. В соответствии с ней на период 1991–1995 гг. были определены площади территорий отдельных предприятий, подлежащих реабилитации, и источники финансирования. Объемы работ в 1993–1994 гг. были связаны в основном с ликвидацией последствий аварии на СХК. В дальнейшем работы практически сошли на нет вследствие тяжелой экономической ситуации, см. рис. 6.5.1.

Экспресс оценки масштабов предстоящих работ были выполнены в рамках разработки отраслевой целевой программы «Реабилитация территорий, загрязненных при производстве ядерных материалов на 2001–2005 гг. и на перспективу до 2010 г.». Для классификации загрязнённых территорий и оценки площадей, подлежащих реабилитации, использовались следующие критерии:

- мощность дозы выше 0,6 мкГр/ч — радиоактивно загрязненные территории;
- мощность дозы выше 2,0 мкГр/ч — весьма загрязненные территории.

По состоянию на 01.01.2000 г. площади весьма загрязненных территорий оценивались в 71,68 км² и радиоактивно загрязненных территорий — 480,17 км² на 22 предприятиях Минатома. Вместе с тем представленные критерии базировались на измерении гамма-фона на площадках предприятий и в их санитарно-защитных зонах и напрямую не опирались на оценки дозовых нагрузок. Программа не была одобрена в связи с тем, что до начала реабилитации должны были быть выполнены работы по выводу из эксплуатации и переводу в безопасное состояние потенциальных источников загрязнения.

Современный этап в деятельности по реабилитации связан с реализацией ФЦП ЯРБ. Одним из направлений ФЦП ЯРБ является практическое решение проблем, связанных с прошлой деятельностью, в т.ч. реабилитация радиационно загрязненных территорий, зданий и сооружений.

По состоянию на конец 2011 г. загрязненные территории имелись на 27 предприятиях атомной отрасли и составляли 474,68 км², в том числе на промплощадках — 62,51 км², в санитарно-защитных зонах — 215,04 км², в зонах наблюдения — 197,13 км². Более 90% загрязненных территорий расположены в районе ФГУП «ПО «Маяк» и представляют в основном земли, загрязненные в результате аварии 1957 года [65]. Приводимые данные не включают площади земель, загрязненных в результате Чернобыльской аварии и испытаний ядерного оружия на Новоземельском полигоне. Вместе с тем, как уже отмечалось выше, данные базируются на весьма консервативных подходах к учету загрязненных территорий и не могут служить для оценки площадей, которые действительно нуждаются в реабилитационных мероприятиях.

По предварительным оценкам, из общего количества загрязненных территорий в реабилитации нуждаются около 10 км², или около 2-х процентов их общей площади. При проведении оценок учитывалась необходимость обеспечения действующих нормативов радиационной безопасности, возможность оптимизации деятельности

по реабилитации с учетом международных рекомендаций, возможность автореабилитации (например, для территории ВУРС, где отсутствует население и хозяйственная деятельность), возможность улучшения радиационной обстановки при хозяйственном использовании территории (например, при облесении, при благоустройстве и пр.), а также сценарии ее будущего использования (например, под промплощадку). Учет всех этих факторов позволит сократить общее число территорий, требующих безусловной реабилитации, и в каждом случае выбрать оптимальную стратегию действий.

Общие данные о деятельности по реабилитации представлены в Отчете по безопасности Госкорпорации Росатом, указывающем, что за последние 5 лет на предприятиях отрасли было реабилитировано 109,10 тыс. м² [65]. Эта цифра может выглядеть относительно скромной, если сравнивать с общей площадью загрязненных территорий, однако в свете вышесказанного не стоит преувеличивать размеры территорий, требующих реабилитации. Следует отметить и тот факт, что сегодня под грифом «реабилитация» ведутся сложные и дорогостоящие работы на небольших по размеру участках, которые действительно требуют таких действий (например, консервация мест хранения РАО).

Справедливый и прагматичный подход к реабилитации предполагает, что заинтересованные стороны поступательно двигаются к достижению согласованных целевых состояний для каждого из объектов. Этот процесс должен регламентироваться, прежде всего, законодательством (новым федеральным законом или переработкой и дополнением уже существующих). В нем должны быть установлены нормы ответственности и круг лиц, несущих бремя финансовых расходов по реабилитации участков исторического загрязнения, участков, возникших в результате плановой деятельности предприятий, использующих источники ионизирующего излучения, а также участков возможного будущего загрязнения. В этом законе должны быть раскрыты механизмы участия государства, субъектов Российской Федерации, органов местного самоуправления и эксплуатирующих организаций в реализации программ реабилитации.

Хотя большинство мест, которые потенциально могут рассматриваться как участки, подлежащие реабилитации, в известной степени прошли инвентаризацию по уровням их радиоактивного загрязнения, оценка масштаба и последовательности реабилитационных работ не может быть произведена в отсутствии разработанных и утвержденных критериев по необходимости реабилитации и завершения работ (конечных состояний) для существующего загрязнения для двух основных типов — локальных и региональных загрязнений. Как уже было отмечено выше, справочное Приложение 5 к НРБ-99/2009 таким документом считаться не может.

Таким образом, одной из первостепенных задач является разработка критериев, позволяющих классифицировать участки по степени их загрязнения, а также критериев реабилитации, которые бы давали возможность проводить оптимизацию затрат и зачет реабилитации при оценке и возмещении ущерба, определяли бы длительность и последовательность работ.

Как было отмечено выше, национальное законодательство России не предусматривает четких критериев реабилитации радиационно загрязненных территорий и акваторий, а также норм по категорированию радиоактивно загрязненных земель и критериев прекращения реабилитационных работ.

Такое состояние не способствует эффективному использованию финансовых средств, выполнению соответствующих мероприятий по реабилитации в полном

объеме. Кроме того, для разработки эффективных методов реабилитации загрязненных территорий и акваторий необходима информация не только о содержании радионуклидов в различных объектах и их распределении, но и о формах нахождения радионуклидов. Особенно актуальна данная проблема в вопросах реабилитации территорий, загрязненных в результате ядерных испытаний, аварийных ситуаций, недостаточного контроля прошлых практик и т.п. по причине финансирования таких работ за счет государственного бюджета.

Решение обозначенных проблем целесообразно осуществлять с ориентацией на международные стандарты, т.е. требования безопасности МАГАТЭ, рекомендации МКРЗ, о которых шла речь выше.

Как представляется, реабилитация за счет бюджетных средств должна проводиться в отношении участков прошлого загрязнения, которые представляют опасность для здоровья населения и окружающей среды, либо в отношении участков вновь выявленного загрязнения, если не удастся установить лицо, ответственное за загрязнение. Должен быть выработан стандарт такой реабилитации — устранение опасности. Стратегия же реабилитации может включать любые меры, которые этот стандарт обеспечивают, с учетом выбора наиболее экономичных вариантов и учета будущего использования участка. Во всех остальных случаях стандарт реабилитации — это минимально необходимый уровень. Если заинтересованные лица (организации) за счет своих средств хотят обеспечить более высокий уровень реабилитации, они могут реабилитировать территорию до любого уровня и под любое использование.

Совершенствование правового регулирования реабилитации загрязненных территорий должно включать:

- формулировку принципов, подходов и полномочий — на уровне законодательного акта;
- определение общих критериев необходимости реабилитации и ее завершения, процедур ее проведения — на уровне нормативно-правового акта Правительства Российской Федерации;
- разработку и утверждение руководств и методик, специальных критериев — на более низком уровне (ведомство, субъект, организация).

Также уместно дополнение действующего законодательства нормами о контроле проведения реабилитации территорий.

Проведенный анализ показал возможность включения положений о реабилитации радиоактивно загрязненных территорий в следующие законодательные акты.

Вариант 1. Федеральный закон от 10.01.2002 № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды». Включение положений о реабилитации потребует внесения изменений и для иных загрязняющих факторов, помимо радиационного.

Вариант 2. Федеральный закон от 10.07.2001 № 92-ФЗ «О специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязненных участков территории». Включение положений о реабилитации является оптимальным в силу соответствия предмета и цели правового регулирования.

Вариант 3. Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения». Данный закон имеет иной предмет правового регулирования — определение правовых основ обеспечения радиационной безопасности населения в целях охраны его здоровья. Вопросы реабилитации данным законом затрагиваются лишь в ограниченном виде, в связи с чем его дополнение этими нормами представляется не целесообразным.

Вариант 4. Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии». Данный закон направлен в большей степени на регулирование текущей и прогнозируемой (штатной) деятельности, поэтому в него возможно включение норм о реабилитации в части, связанной с выводом из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Включение же в рассматриваемый закон норм о реабилитации территорий, загрязнённых в результате прошлой деятельности (программ вооружения, государственного оборонного заказа и т.п.) не соответствует задачам этого закона.

Вариант 5. Закон Российской Федерации от 15.05.1991 № 1244-1 «О социальной защите граждан, подвергшихся воздействию радиации вследствие катастрофы на Чернобыльской АЭС» имеет ограниченную сферу регулирования, привязанную к катастрофе на Чернобыльской АЭС. Таким образом, включённые в него правовые механизмы реабилитации будут иметь достаточно узкий круг применения, будет затруднительным распространить действие таких норм на другие случаи реабилитации.

Вариант 6. Разработка нового закона позволит учесть все необходимые особенности реабилитации радиоактивно загрязнённых территорий. Вместе с этим, при его принятии подлежит пересмотру вся существующая нормативно-правовая база регулирования этих вопросов.

Результаты сравнительного анализа предлагаемых вариантов показывают предпочтительность варианта внесения изменений в Федеральный закон «О специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязнённых участков территории» с одновременным внесением изменений в Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» и иные законодательные акты в целях гармонизации понятийного аппарата. В качестве законодательного обеспечения вопросов реабилитации радиационно загрязнённых территорий предлагается:

1. Внесение изменений в Федеральный закон «О специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязнённых участков территории»:
 - 1) определение понятия «реабилитация радиационно загрязнённых участков территории»;
 - 2) наделение Правительства Российской Федерации полномочиями устанавливать классификацию радиационно-загрязнённых участков территории в зависимости от времени радиационного загрязнения (существующее загрязнение и будущее загрязнение), уровней загрязнения, назначения земель, текущего и будущего практического использования земель;
 - 3) установление этапов реабилитации — окончательная реабилитация (после которой необходимость контроля уровней остаточного загрязнения отсутствует) и предварительная реабилитация (при которой достигается целевое состояние, определенное проектом реабилитации);
 - 4) установление уровней реабилитации — стандарт реабилитации для фиксированных сценариев облучения при том или ином виде использования участка. При этом учитывается роль процессов естественной реабилитации (автореабилитации) и хозяйственной реабилитации (достигаемой в ходе того или иного варианта хозяйственного использования)
2. Актами Правительства Российской Федерации установить:
 - 1) порядок и принципы определения критериев необходимости реабилитации в зависимости от существующего уровня загрязнения и текущего и планируемого использования земель.

- 2) порядок определения критериев завершения работ, предусмотрев, что критерии устанавливаются на основе международно признанных подходов, а разрабатываются и утверждаются заказчиком работ по согласованию с органами регулирования безопасности.

Одновременно можно было бы:

- 1) решить вопросы гармонизации критериев реабилитации с международными подходами. В настоящее время особенностью российских подходов является их консервативность и прямая увязка с критериями вмешательства;
- 2) существенно расширить сферу действия закона, имея в виду понятие «специальные экологические программы реабилитации» как инструмент решения прошлых проблем (исключая реабилитацию территории объекта использования атомной энергии при выводе его из эксплуатации). В этом случае должно быть определено разнообразие источников финансирования для деятельности по реабилитации.

Предлагаемый законодательный подход представляется сбалансированным, поскольку предусматривает общественно приемлемые изменения и явные выгоды для практики. Тем не менее, это не исключает выбора других вариантов, если они будут признаны более удобными для реализации законодательной инициативы.

Что касается реабилитации площадок как части деятельности по выводу из эксплуатации, то в соответствии с показанным в настоящей главе опытом законодательного урегулирования данного вопроса в зарубежных странах и документами МАГАТЭ, эти вопросы целесообразно отразить в Федеральном законе «Об использовании атомной энергии».

Заключение

На основании документов МАГАТЭ и зарубежной практики реабилитации можно сформулировать ряд принципов и подходов применительно к проведению реабилитации и установлению ее критериев:

1. Реабилитация закончена, когда достигнуто требуемое целевое (конечное) состояние.
2. Целевое состояние может предусматривать как неограниченное, так и ограниченное использование реабилитируемого участка.
3. В отношении реабилитации площадок для снятия регулирующего контроля и реабилитации территорий, загрязненных в результате аварий и прошлой деятельности, могут использоваться различные критерии.
4. Уровень доз порядка 0,3 мЗв/год и ниже считается критерием неограниченного использования участка.
5. Есть значительный дозовый диапазон между критериями, определяющими неограниченное использование участка, и критериями, обосновывающими необходимость вмешательства (начиная с уровней годовой эффективной дозы в 10 мЗв от всех источников). Этот диапазон является зоной принятия решений.
6. Принцип оптимизации (ALARA) используется для балансирования технических, экономических, социальных и других факторов при установлении критериев реабилитации.
7. Целевое (конечное) состояние привязывается к будущему использованию участка (сценариям будущего использования).

8. Реабилитация является процессом, который может занимать длительные временные отрезки и в котором могут достигаться промежуточные состояния. Реабилитация может проводиться на отдельных участках промплощадки объекта использования атомной энергии.
9. Опыт ликвидации последствий крупных радиационных аварий показал значительные возможности использования методов агропромышленной реабилитации. Накопленный в этой области большой научно-практический потенциал может быть с успехом применен для реабилитации радиационно загрязненных территорий, в том числе в пределах промышленных площадок и прилегающих территорий.
10. В Российской Федерации необходимо законодательное урегулирование вопросов реабилитации радиационно загрязненных территорий в части понятийного аппарата, ответственности за проведение реабилитации, определения критериев необходимости проведения реабилитации и ее завершенности.
11. Развитие законодательного урегулирования целесообразно проводить отдельно по отношениям, возникающим в связи с реабилитацией площадок при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии, и отношениям, возникающим при реабилитации иных радиационно загрязненных участков территорий.

Литература

1. Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Ратифицирована Федеральным законом от 04.11.2005 г. № 139-ФЗ.
2. ICRP Publication 82. Protection of the public in situations of prolonged radiation exposure. Approved by the Commission in September 1999.
3. Публикация 103 МКРЗ. Рекомендации 2007 года Международной Комиссии по Радиационной защите. Москва, 2009.
4. Снятие с эксплуатации установок, в которых используется радиоактивный материал. Требования безопасности WS-R-5. МАГАТЭ, Вена, 2009. — С.41.
5. WS-G-5.1 Освобождение площадок от регулирующего контроля после завершения практической деятельности. Руководство. МАГАТЭ, Вена, 2008.
6. IAEA Safety Glossary. Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection. 2007 Edition.
7. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты. Издание 2007 года. МАГАТЭ, Вена, 2007.
8. WS-R-3 Remediation of Areas Contaminated by Past Activities and Accidents. Safety Requirements. IAEA, Vienna, 2003.
9. WS-G-3.1 Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents. Safety Guide. IAEA, Vienna, 2007.
10. NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations, Part 20 Standards for protection against radiation, Subpart E "Radiological Criteria for License Termination".
11. US Nuclear Regulatory Commission. Consolidated Decommissioning Guidance. Decommissioning Process for Materials Licensees. NUREG-1757, USNRC, Washington DC, 2006 .
12. Guidance Document for License Termination of Facilities Where Radioactive Material Was Used. November 2005.
13. U.S. Atomic Energy Commission. Regulatory Guide 1.86 "Termination of Operating Licenses for Nuclear Reactors", June, 1974. Retyped by U.S. Environmental Protection Agency — August 1997.
14. OSWER 9200.4-18 "Establishment of Cleanup Levels for CERCLA Sites with Radioactive Contamination", August 22, 1997.
15. Memorandum of Understanding Between the Environmental Protection Agency and the Nuclear Regulatory Commission. Consultation and Finality on Decommissioning and Decontamination of Contaminated Sites. September 30, 2002.
16. Decommissioning Implementation Guide. DOE G 430.1-4, September 2, 1999. — P.33
17. Policy on Decommissioning of Department of Energy Facilities Under the Comprehensive Environmental Response, Compensation, and Liability Act. May 22, 1995.
18. DOE 5400.5 Radiation Protection of the Public and the Environment.
19. DOE G 441.1-XX Control and Release of Property with Residual Radioactive Material.

20. SAFEGROUNDS. Review and commentary on site end-points and radioactively contaminated land management. London, CIRIA, 2007.
21. C.R.Bayliss, K.F.Langley. Nuclear Decommissioning, Waste Management, and Environmental Site Remediation. Burlington, Butterworth-Heinemann, 2003.
22. Guidance on the Characterisation and Remediation of Radioactively Contaminated Land. UK Environment Agency, May 2002.
23. Dose Criteria for the Designation of Radioactively Contaminated Land. Advice from the Health Protection Agency. March 2006.
24. NDA Prioritisation — Calculation Of Safety And Environmental Detriment Scores. Doc No EGPR02. Rev 6 April 2011 — P.19
25. C.Cazala, O.Chabanis, E.Chapalain, G.Dandrieux, T.Doursout, D.Gay, O.Palut-Laurent, C.Rigeard, A.Tomassin. Management of areas polluted by radioactive substances: The updated French approach. //Radioprotection, vol.46, n 6(2011).
26. B.Crabol. Site Specific Levels for Remediation. CEA Experience. Presentation for CEG Workshop on Strategic Aspects on Management of Radioactive Waste and Remediation of Contaminated Sites, 26-27 April 2006, Aronsborg Conference hotel, Stockholm, Sweden.
27. Memorandum of Agreement on the decommissioning and long-term maintenance of uranium mine and mill tailings. 1996.
28. Restoration Strategies for Radioactively Contaminated Sites and their Close Surroundings. RESTRAT. Final report. — 15 August 1999. — P. 81.
29. Andrew Bousher. Drigg Site: Basic Characteristics and Evaluation of Restoration Options. RESTRAT — WP1.1. — Westlakes Scientific Consulting Ltd, Cumbria, 13 May 1999. — P. 77.
30. Remediation of a radioactively and Chemically Contaminated Site at Harwell. www.safegrounds.com.
31. L.R.Fellingham. UK Practical Experience of Contaminated Sites Remediation. Report for CEG Workshop on Strategic Aspects on Management of Radioactive Waste and Remediation of Contaminated Sites, 26-27 April 2006, Aronsborg Conference hotel, Stockholm, Sweden.
32. Contaminated Land: Applications in Real Environments (CL:AIRE). Environment Agency, Defra Research Project SP1001, London, UK, 2011. P.120.33. A Guide to Developing and Documenting Cost Estimates During the Feasibility Study. EPA 540-R-00-002 OSWER 9355.0-75 July 2000.
34. Good practice guidance for the management of contaminated land on nuclear-licensed and defence sites. Version 2. London 2009. — P.57.
35. Comparing Options for the Management of Contaminated Land on Nuclear and Defence Sites in the UK/ Review and Assessment of Option Comparison Methodologies. September 2007. — P.43.
36. K.Lokan. Remediation of the Maralinga Test Site. In: Restoration of Environments with Radioactive Residues (Papers and Discussions), Proc. Of an International Symposium, IAEA (Proceedings Series No.1092), Vienna, 2000.
37. Алексахин Р.М., Булдаков Л.А., Губанов В.А. и соавт. Крупные радиационные аварии: последствия и защитные меры. Под ред. Л.А. Ильина и В.А. Губанова. — М., Издат, 2001, 752 с.
38. Remediation of Contaminated Environments. Ed.G.Voigt and S.Fesenko, Elsevier, 2009, 477 p.
39. Израэль Ю.А., Квасникова Е.В., Назаров И.М., Фридман Ш.Д. Глобальное и региональное загрязнение ¹³⁷Cs территории Европейской части бывшего СССР. Метеорология и гидрология, 1994, № 5, стр.5-9.
40. Панов А.В., Фесенко С.В., Санжарова Н.И., Алексахин Р.М. Реабилитация зон локальных радиоактивных загрязнений. Атомная энергия, 2006, т.100, вып.2, с.125-134.
41. Fesenko S.V., Alexakhin R.M., Balonov M.I., Bogdevich I.M., Howard B.J., Kashparov V.A., Sanzharova N.A., Panov A.V, Voigt G, Zhuchenko Y.M. An extended review of twenty years of countermeasures used in agriculture after the Chernobyl accident. Science of the Total Environment, 2007. V. 383, 1-24.
42. Alexakhin R.M. Countermeasures in agricultural production as an effective means of mitigating the radiological consequences of the Chernobyl accident. Science of the Total Environment, 1993, V. 137, pp. 9-20.
43. Bogdevich I., Sanzharova N., Prister B., Tarasiuk S. Countermeasures in natural and agricultural areas after the Chernobyl accident. In: Role of GIS in Lifting the Cloud off Chernobyl (Ed.J.Kolejka), 2002. Kluwer-Academic, Amsterdam, pp.60-73.
44. Fesenko S.V., Alexakhin R.M., Balonov M.I., Bogdevich I.M., Howard B.J., Kashparov V.A., Sanzharova N.I., Panov A.V., Voigt G., Zhuchenko Yu.M. Twenty years application of agricultural countermeasures following the Chernobyl accident: Lessons learned. Journal of Radiological Protection, 2006, V. 26, No.4, pp. 1-9.
45. Prister B.S., Ivanov Yu.A., Perepelyatnikova L.V., Pronevich V.A. Post-accidental problems in the Ukraine. Agrarnaya Nauka, 1996, 3, 8-11. (in Russian).
46. Fesenko S., Jacob P., Alexakhin R., Panov A., Fesenko G., Cecile L.. Important factors governing exposure of the population and countermeasure application in rural settlements of the Russian Federation in the long term after the Chernobyl accident. Journal of Environmental Radioactivity, 2001, V. 56, 77-98.
47. Jacob P., Fesenko S., Firsakova S.K., Likhtarev I.A., Schotola C., Alexakhin R.M., Zhuchenko Y.M., Kovgan L., Sanzharova N.I., Ageyets V. Remediation strategies for rural territories contaminated by the Chernobyl accident. Journal of Environmental Radioactivity, 2001, V. 56, 51-76.
48. Fesenko S.V., Alexakhin R.M., Spiridonov S.I., Sanzharova N.I. Dynamics of ¹³⁷Cs concentration in agricultural products in areas of Russia contaminated as a result of the accident at the Chernobyl nuclear power plant. Radiation Protection Dosimetry, 1995, V. 60, 155-166.

49. Environmental consequences of the Chernobyl accident and their remediation: Twenty years of experience. Report of the Chernobyl Forum Expert Group Environment, IAEA, 2006, Vienna, ISBN 92-0-114705.
50. Agricultural Implications of Fukushima Nuclear Accident. Ed. T. Nakanishi, E. Tanoi. Japan, Springer, 2003.
51. Голиков В.Ю., Звонова И.А. Оценка доз облучения жителей Японии. // В кн. «Авария на АЭС «Фукусима 1». Организация профилактических мероприятий, направленных на сохранение здоровья населения Российской Федерации». Под ред. Г.Г. Онищенко. — СПб., Русское географическое общество. 2012, С. 281–318.
52. Алексахин Р.М., Сычев В.Г. Радиоэкологические аспекты реабилитации сельского хозяйства после аварии на АЭС «Фукусима-1». Медицинская радиология и радиационная безопасность, 2013, т.58, № 6, с.5–13.
53. Final Report of the International Mission on Remediation of Large Contaminated Areas off-site the Fukushima Daiichi NPP. 7-15 October 2011. — IAEA, 2011, 79 p.
54. Miyashita K. Contamination of farmland and agricultural products due to the accident at Fukushima Nuclear Power Station.// In: International science symposium on combating radionuclide contamination in agro-soil environment, March 8-10, 2012, Tokyo, Japan, P. 237-251.
55. International science symposium on combating radionuclide contamination in agro-soil environment, March 8–10, 2012, Tokyo, Japan.
56. Алексахин Р.М. Радиоэкологические уроки Чернобыля. // Радиационная биология. Радиоэкология, 1993, Т. 33, вып.1, С.3-14.
57. Panov A.V., Alexakhin R.M., Muzalevskaya A.A. A change in efficiency of protective measures for reduction of ¹³⁷Cs accumulation by agricultural plants in various periods after the Chernobyl accident.// In: The Lessons of Chernobyl. 25 Years Later. Ed. E.B. Burlakova, V.I. Naidich. — Nova Science Publishers. Inc., New York, 2012, P. 245-271.
58. Алексахин Р.М. Радиоактивное загрязнение почв как тип их деградации.// Почвоведение, 2009, № 12, С. 1487–1498.
59. Возмещение экологического ущерба (правовые и экономические аспекты проблемы прошлого экологического ущерба). Москва, Издательство Научного и учебно-методического центра, 2001.
60. Санитарные правила СП 2.6.1.2205-07 «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции».
61. Санитарные правила СП 2.6.1.23-05 «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации комплекующего предприятия».
62. Руководство Р 2.6.1.25-07 «Критерии и нормативы реабилитации территорий и объектов, загрязненных техногенными радионуклидами, Федерального государственного унитарного предприятия «Северное Федеральное предприятие по обращению с радиоактивными отходами» Федерального агентства по атомной энергии» (Москва, Федеральное медико-биологическое агентство, 2007).
63. И.П.Коренков, Т.Н.Лашенова, Ф.А.Лифанов. «Радиоэкологические подходы и пути решения вывода из эксплуатации радиационно опасных объектов. // Ядерная и радиационная безопасность России. Тематический сборник. Выпуск 13. Москва, 2012.
64. Санитарные правила и нормативы СанПин 2.6.1.2523-09 Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009).
65. Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом». Отчет по безопасности. Москва, 2012.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Накопленные проблемы в сфере вывода из эксплуатации характеризовались не только большим количеством ядерно и радиационно опасных объектов, эксплуатация которых по проектному назначению была прекращена, но и отсутствием многих других компонент деятельности в рассматриваемой сфере. Среди них – целостное нормативно-правовое регулирование, опыт управления на национальном уровне и уровне организаций, отсутствие не только технологических решений по предстоящим работам, но и концептуальных и научно технических заделов для их решения. Основной задачей настоящего тома виделся анализ движения вперед по указанным направлениям деятельности. Этот анализ, безусловно, не должен был проводиться в отрыве от мировой практики.

1. Анализ зарубежной практики показывает, что она повсеместно ориентирована на нормы Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами (Объединенная конвенция) и документы МАГАТЭ, которые содержат требования к финансированию вывода из эксплуатации ядерных установок и разработке плана вывода из эксплуатации. В большинстве стран имеются законодательные и регулирующие требования к разработке плана вывода из эксплуатации и регулярному уточнению его стоимости (периодичность от 1 до 5 лет). Оценка стоимости базируется на выбранной стратегии вывода из эксплуатации с фиксированным конечным состоянием. Вывод из эксплуатации включает, как правило, демонтаж оборудования и зданий, реабилитацию площадки, обращение с отходами от вывода из эксплуатации, включая долговременное хранение и (или) захоронение. Подходы к оценке стоимости вывода из эксплуатации зависят от целей (определение объема будущих финансовых обязательств или разработка проекта вывода из эксплуатации перед выполнением работ). Как правило, на национальном уровне установлена процедура оценки. Превалируют методы, базирующиеся на планировании жизненного цикла объекта, с использованием наихудшего сценария, то есть без продления срока эксплуатации. Финансирование деятельности по выводу из эксплуатации предусматривает, как правило, создание специализированных накопительных фондов. В отношении ряда объектов, главным образом исследовательских установок, вывод из эксплуатации финансируется непосредственно из государственного бюджета. Этот же подход применяется при работах по наследию, образовавшемуся на начальных этапах реализации ядерных оборонных и энергетических программ. Достаточно очевидные пробелы в действующем российском законодательстве стимулировали появление большого количества инициатив и предложений по развитию законодательного регулирования вопросов вывода из эксплуатации. Однако их быстрая и полная реализация в близкой перспективе (2015–2016 гг.) вряд ли состоится в силу целого ряда причин.

2. Пробелы российского нормативно-правового регулирования в области вывода из эксплуатации и реабилитации стали не только предметом аналитической деятельности специалистов в области атомного права, но и реальным препятствием для практической деятельности. Необходимость развития законодательства в данной области

осознана на всех уровнях. Но также на всех уровнях признается и то, что такие инициативы должны быть увязаны с мерами по развитию атомного права в целом, а современный этап социально-экономического развития страны не вполне благоприятен для любых законодательных инициатив, несущих дополнительную финансовую нагрузку на федеральный бюджет и эксплуатирующие организации. Возможно, что последнее обстоятельство утратит актуальность в ближайшие, по отношению к 2014-му, годы.

Приведение законодательного регулирования в соответствие с международными обязательствами (Объединенная конвенция) может осуществляться поэтапно с учетом того, что уже принятые законы и нормативные акты и реализуемые меры по ликвидации исторического наследия являются крупными шагами, подтверждающими следование Российской Федерации требованиям Объединенной конвенции.

Наиболее вероятна трансформация законодательства с решением на первом этапе вопросов уточнения и разграничения компетенции отдельных органов и организаций в этой области, в том числе порядка принятия решения о прекращении эксплуатации объекта использования атомной энергии и выводе из эксплуатации, а также определения состава, порядка разработки, рассмотрения, согласования и утверждения проектной документации на вывод из эксплуатации ОИАЭ и реабилитацию загрязненных территорий. Для этого достаточно внести соответствующие изменения в статьи 9, 10, 20 и 33 Федерального закона от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии», и статью 7 Федерального закона от 01.12.2007 № 317-ФЗ «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом», в том числе дополнив полномочия Правительства Российской Федерации полномочиями по определению порядка принятия решения о прекращении эксплуатации ОИАЭ и выводе из эксплуатации и определению состава, порядка разработки, рассмотрения, согласования и утверждения проектной документации на вывод из эксплуатации ОИАЭ и реабилитацию загрязненных территорий, а также выбора и обоснования стратегии вывода из эксплуатации, критериев достижения конечного состояния по выбранной стратегии и иных вопросов вывода из эксплуатации.

На втором этапе, с учетом долговременного характера процессов эксплуатации и вывода из эксплуатации ОИАЭ, их длительного нахождения в государственной собственности и связанной с этим необходимости разграничения ответственности и бремени содержания «прошлого» и «нынешнего» собственников и необходимости обеспечения в соответствии с нормами Объединенной конвенции достаточности средств для проведения работ по выводу из эксплуатации, возможны решения по оптимальной и экономически целесообразной схеме финансирования вывода из эксплуатации. На этом же, втором этапе возможно формирование полной законодательной и иной нормативной правовой базы, определяющей: права, обязанности и ответственность субъектов указанной деятельности; статус объекта после его окончательного останова для вывода из эксплуатации; критерии, характеризующие конечное состояние ОИАЭ и территории санитарно-защитной зоны после вывода из эксплуатации для ограниченного и неограниченного использования. Эти вопросы тесно связаны с нормативно-правовым регулированием радиационной безопасности человека и охраны окружающей среды. В этой сфере состояние регулирования может быть охарактеризовано как избыточное (радиационная защита человека) и далеко не полное (например, отсутствие конкретных требований по радиационной защите объектов живой природы). Корректное и обоснованное установление требований нормативных актов возможно только после формирования соответствующей научно-методической основы и консолидации позиций всех заинтересованных сторон.

3. Период реализации отдельных мер в части вывода из эксплуатации остановленных объектов завершился. Работы в сфере вывода из эксплуатации на уровне отрасли получили концептуальное оформление и структурное оформление в системе управления. Это позволило развернуть работы по широкому кругу объектов. Реализованные в рамках ФЦП ЯРБ меры, зачастую неотложного характера, позволили полностью исключить резкое ухудшение ядерной и радиационной обстановки по объектам ядерного наследия, обеспечить их безопасность в краткосрочной перспективе и определить объем будущих работ по надежному и долгосрочному обеспечению безопасности. Установленные целевые показатели и индикаторы ФЦП ЯРБ в части вывода из эксплуатации и ликвидации объектов будут с высокой вероятностью выполнены полностью.

Помимо собственно вывода из эксплуатации и ликвидации объектов в рамках ФЦП ЯРБ был предусмотрен и реализован комплекс подготовительных работ, который включал:

- приведение объекта в ядерно безопасное состояние, то есть удаление отработавшего ядерного топлива и ядерных материалов;
- разработку концептуальных и программных документов;
- проведение комплексного радиационно-инженерного обследования;
- апробацию и отработку технологий;
- проектно-конструкторские работы и получение лицензии на вывод из эксплуатации.

Проведена инвентаризация ядерно и радиационно опасных объектов, в рамках которой сформирован сводный перечень ядерно и радиационно опасных объектов Российской Федерации, позволяющий решать задачи долгосрочного (стратегического) планирования и мониторинга работ по решению проблем ядерного наследия. На основе этого перечня сформирован ранжированный (по потенциальной опасности) перечень объектов ядерного наследия. В целом обеспечена возможность планирования мероприятий по ядерному наследию на ближайшие 10-15 лет.

4. Перспективы развития работ по выводу из эксплуатации также видятся вполне оптимистичными. Практическое управление одновременным ведением работ по десяткам крупных объектов не затормозило развитие системы управления. Сформулировано видение этой специализированной системы управления и менеджмента в Госкорпорации «Росатом», которое должно обрести реальные черты уже в ближайшем будущем. В основе этого видения — долгосрочная программа, консолидация работ и ресурсов, использование современных информационных технологий и четкое описание всех процессов.

По всем компонентам инфраструктурного обеспечения также достигнут выраженный прогресс. Он включает практические работы по развертыванию отраслевой информационной системы по выводу из эксплуатации. Проектные организации получили реальный опыт разработки проектов вывода из эксплуатации, в том числе идентифицировали объем недостающих нормативно-справочных документов. Освоены многие из необходимых технологий ведения работ. Предложены и новые технологии, в том числе по ведению инженерно-радиационных обследований, демонтажных работ и т.д.

Принципиально изменилась ситуация в части методов расчетного обоснования объектов наследия. Если раньше наиболее современные методы применялись исключительно для задач анализа и обоснования безопасности новых установок, то в настоящее время не менее современные средства могут использоваться для решения проблем наследия.

Идентифицированы наиболее крупные проблемы, которые требуют реализации специальных научных программ – это обращение с облученным графитом, закрытие полигонов захоронения жидких радиоактивных отходов и вопросы закрытия будущего пункта захоронения геологического типа.

5. Вопрос о темпах и интенсивности ведения работ по наследию в среднесрочной перспективе, к сожалению, остается открытым по не зависящим от атомной отрасли причинам.

6. По мере расширения деятельности в области вывода из эксплуатации все более заметным препятствием для практических работ становятся пробелы российского нормативно-правового регулирования в части реабилитации загрязненных участков территорий. Реабилитация площадки размещения ОИАЭ происходит, как правило, на поздних этапах вывода из эксплуатации, однако для разработки проектов вывода из эксплуатации и оценки достаточности финансовых ресурсов эту задачу требуется изначально принимать во внимание. В законодательном плане вопросы конечного состояния площадки и критериев ее реабилитации при различных вариантах будущего использования не урегулированы, что оставляет открытыми как технические вопросы, так и финансовые. Дальнейшая правовая неопределенность может приводить как к чрезмерно завышенным (или, напротив, заниженным) оценкам будущих обязательств, так и к появлению избыточных или сверхдорогих проектов реабилитации.

И документы МАГАТЭ, и зарубежный опыт показывают, что в отношении реабилитации площадок для снятия регулирующего контроля и реабилитации территорий, загрязненных в результате аварий и прошлой деятельности, могут использоваться различные критерии и подходы. Сегодня в мире накоплен достаточный опыт как правового регулирования различных аспектов деятельности по реабилитации, так и ведения практических работ, в том числе на площадках наследия.

Приоритетным направлением развития законодательства в этой области следует считать урегулирование вопросов реабилитации радиационно загрязненных территорий в части понятийного аппарата, ответственности за проведение реабилитации, определения критериев необходимости проведения реабилитации и ее завершенности. При этом законодательное урегулирование целесообразно проводить раздельно по отношениям, возникающим в связи с реабилитацией площадок при выводе из эксплуатации ОИАЭ, и отношениям, возникающим при реабилитации иных радиационно загрязненных участков территорий. Такой подход представляется сбалансированным и предусматривает явные выгоды для практики.

7. Настоящий том завершает анализ проблем ядерного наследия, предусматривавший их общий обзор и постановку задач (том 1), оценку состояния и развития национальной системы обращения с РАО (том 2) и рассмотрение вопросов вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии и реабилитации (том 3). Изначально предполагалось, что как минимум три темы останутся без детализированного описания в рамках данного трехтомного издания. Это вопросы обращения с ОЯТ, вопросы комплексной утилизации атомных подводных лодок (АПЛ) и реабилитации бывших береговых технических баз Военно-Морского флота (ВМФ) и вопросы завершения мероприятий ФЦП ЯРБ. По этой причине представляется важным дать им краткую характеристику.

Завершение мероприятий ФЦП ЯРБ. Описание итогов реализации мероприятий восьмилетней программы может быть опубликовано, по-видимому, не ранее чем в конце 2016 года, поскольку только в начале 2016 года будет сформирован полный

и детализированный официальный отчет по итогам реализации всех мероприятий ФЦП ЯРБ.

Вопросы комплексной утилизации АПЛ и реабилитации бывших береговых технических баз ВМФ достаточно давно перешли из стадии исследований, проработок планов и намерений в стадию их конкретной реализации в плановом и прогнозируемом режиме.

Темпы серийной утилизации АПЛ практически сравнялись с темпами их вывода из состава ВМФ. По нескольким аварийным АПЛ, утилизация которых по общей схеме не представлялась возможной, выработаны и реализованы специальные решения.

На бывших береговых технических базах, ныне подразделениях ФГУП «РосРАО», созданы необходимые инфраструктурные объекты, которые обеспечивают плановое ведение работ по переработке РАО и вывозу ОЯТ.

Прорабатываются вопросы подъема и последующей утилизации нескольких радиационно опасных объектов, затопленных в советский период.

Обращение с ОЯТ. Представим краткую характеристику прогресса в данной области.

Выполнена реконструкция централизованного мокрого хранилища ХОТ-2 на ФГУП «ГХК» с увеличением его мощности.

В 2015 году будет завершено строительство комплекса сухого хранения ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000 на ФГУП «ГХК» (ХОТ-2). Пусковой комплекс ХОТ-2 введен в эксплуатацию в 2012 году.

Созданием комплексов разделки ОЯТ РБМК-1000 на Ленинградской АЭС обеспечена возможность вывоза ОЯТ РБМК-1000 на сухое хранение в ХОТ-2. Завершение сооружения аналогичных комплексов на Курской и Смоленской АЭС, в совокупности с освоением существенно больших, в сравнении с проектными, параметров узла приема на ХОТ-2, позволит уже в ближайшие годы в разы увеличить темпы вывоза ОЯТ РБМК на централизованное хранение в ХОТ-2.

Обследования ОЯТ, предшествующие разделке ОЯТ РБМК, установили, что часть топлива не пригодна для длительного сухого хранения. В отношении этой части топлива выработаны технические решения по его переработке на заводе РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк».

Дооснащением перерабатывающего завода РТ-1 также обеспечена возможность переработки других видов ОЯТ – реакторов АМБ-100 и АМБ-200 Белоярской АЭС и иных номенклатур.

Создана инфраструктура и начат вывоз накопленного и ранее не вывозившегося ОЯТ исследовательских научных центров в Москве, Обнинске и Димитровграде.

На ФГУП «ГХК» идет сооружение опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) по переработке ОЯТ.

В 2011 году разработана и утверждена отраслевая «Программа создания инфраструктуры и обращения с ОЯТ на 2011–2020 годы и на период до 2030 года». Программой предусмотрено, что в ближайшие годы темпы вывоза ОЯТ на централизованное хранение и переработку превысят темпы его образования, а отработка новых технологий на ОДЦ позволит перейти к режиму работы, при котором темпы переработки ОЯТ будут превышать темпы его образования.

8. Итоги реализации мероприятий ФЦП ЯРБ планируется рассмотреть в четвертом томе, который будет посвящен ликвидации ядерного наследия.

ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

Том 3

Подписано в печать 20.11.14. Формат 60×84/8. Печать офсетная.
Усл.-печ. л. 39,5. Тираж 300 экз.

Открытое акционерное общество «ЭНЕРГОПРОМАНАЛИТИКА»
119017, Москва, Пыжевский пер., д. 6

Отпечатано в типографии ООО «М-КЕМ»
129626, Москва, Графский пер., д. 9, стр. 2