

**ПРОБЛЕМЫ
ЯДЕРНОГО
НАСЛЕДИЯ
И ПУТИ
ИХ РЕШЕНИЯ**

ТОМ 1

МОСКВА
2012

В подготовке разделов приняли участие:

Агапов А.М. (гл. 1–7), Абрамов А.А. (разд. 2.1), Дьяков С.В. (гл. 6–8), Кудрявцев Е.Г. (гл. 2, 8), Медведь Ю.И. (гл. 7, 8), Никишин Д.А. (гл. 7, 8) — Госкорпорация «Росатом»; Гаврилов П.М., Зяпаров И.Р., Козырев А.С., Скурынина Е.С., Шишлов А.Е. (разд. 2.1.3, 8.3.2) — ФГУП «ГХК»; Короткевич В.М., Балахонов В.Г., Загуменнов В.С., Лазарчук В.В., Хвостов В.И. (разд. 2.1.2, 8.3.3) — ОАО «СХК»; Баранов С.В., Баторшин Г.Ш., Кириллов С.Н., Мокров Ю.Г., Пронь И.А. (разд. 2.1.1, 8.3.1) — ФГУП «ПО «Маяк»; Кочетков Л.А., Рязанов Б.Г., Смоляков В.И. (разд. 3.1) — ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ»; Ярославцев Г.Ф., Апаркин Ф.М. (гл. 4) — Концерн «Энергоатом»; Шаталов В.В., Брыкин С.Н., Кудрявцев В.В., Матюшин А.П. (разд. 3.3, 6.5.5, 8.3.4) — ОАО «ВНИИХТ»; Казаков С.В. (разд. 2.3, гл. 5, 7), Качур Л.И. (разд. 2.3) — ФГУП «ФЦЯРБ»; Рыбальченко А.И. (разд. 2.1.2., 2.1.3) — ОАО «ВНИПИпромтехнологии»; Алеев Ш.З., Бычков А.В., Гремячкин В.А., Миронов В.В., Улюшкин А.М. (разд. 3.2, 8.3.4) — ОАО «ГНЦ НИИАР»; Стаурин Н.В. (гл. 7, 8) — ФГУП «РосРАО»; Антипов С.В. (разд. 2.6, 3.4), Арутюнян Р.В. (гл. 5, 6), Большов Л.А. (гл. 5, 7), Бобров Н.Г. (гл. 7, 8), Бакин Р.И. (гл. 6), Воробьева Л.М. (гл. 5), Дорогов В.И. (гл. 6), Илюшкин А.И. (гл. 7, 8), Калинин Р.И. (разд. 3.4), Ковальчук В.Д. (гл. 2), Линге И.И. (гл. 1–8), Мелихова Е.М. (разд. 1.1, гл. 5), Панченко С.В. (разд. 2.2, 2.6), Саркисов А.А. (разд. 2.6), Стрижова С.В. (разд. 6.3), Фролова О.Б. (гл. 8), Хандогина Е.К. (разд. 1.1, 1.2), Уткин С.С. (гл. 2) — ИБРАЭ РАН; Мясоедов Б.Ф. (разд. 3.4) — Президиум РАН; Супатаева О.А. (разд. 1.2, 1.3) — Институт государства и права РАН; Пономарев-Степной Н.Н., Волков В.Г., Чесноков А.В. (разд. 1.5, разд. 7.2). — РНЦ КИ.

Проблемы ядерного наследия и пути их решения. — Под общей редакцией Е.В. Евстратова, А.М. Агапова, Н.П. Лаверова, Л.А. Большова, И.И. Линге. — 2012 г. — 356 с. — Т1.

Вниманию читателя предлагается первая книга трехтомной монографии «Проблемы ядерного наследия и пути их решения» из новой серии «Атомная наука и промышленность». В первом томе рассмотрены вопросы формирования проблем ядерного наследия, как в оборонной, так и в мирной области, даются оценки масштаба этих проблем, анализируются пути их поэтапного решения и механизмы, исключающие их воспроизведение в будущем.

Читатель найдет здесь большой фактографический материал по объектам ядерного наследия, включая комбинаты по производству оружейного плутония «Маяк», «СХК» и «ГХК», другие предприятия ядерно-топливного цикла, атомные научные центры и атомные станции. Материалы издания дают возможность соотнести реальное наследие прошлого, которым необходимо заниматься, чтобы избавить будущие поколения от этого бремени, с реалистичной оценкой радиационных рисков от этих объектов.

В книге также освещены многие смежные вопросы, в том числе организация и принципы обеспечения ядерной и радиационной безопасности. Рассмотрен зарубежный опыт решения проблем ядерного наследия. Большое внимание уделено федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года», которая является, по сути, первой национальной программой в данной области.

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

ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие	6
Введение	9
ГЛАВА 1. Радиация и новые аспекты безопасности	13
1.1. Становление подходов в области радиационной защиты человека и окружающей среды	13
1.2. Организация обеспечения ядерной и радиационной безопасности в СССР и России	25
1.3. Опыт создания правовых механизмов предотвращения накопления проблем в сфере ядерной и радиационной безопасности и их финансовое обеспечение	34
1.4. Зарубежная практика управления и регулирования безопасности при использовании атомной энергии	37
1.4.1. Международно-правовые основы регулирования безопасности	55
1.4.2. Регулирование безопасности в отдельных зарубежных странах	57
1.5. Работы по ядерному наследию в ведущих ядерных державах	62
1.5.1. Экологическая программа Управления по охране окружающей среды Министерства энергетики США	62
1.5.2. Организация работ в Великобритании	70
1.5.3. Французская программа реабилитации и вывода из эксплуатации	73
<i>Список литературы к главе 1</i>	76
ГЛАВА 2. Последствия реализации начальных этапов ядерных оборонных программ	78
2.1. Комбинаты по производству оружейного плутония	81
2.1.1. ФГУП «ПО «Маяк»	81
2.1.2. ОАО «Сибирский химический комбинат»	122
2.1.3. ФГУП «Горно-химический комбинат»	138
2.2. Добыча урана и радия	152
2.2.1. Добыча и производство радия	152
2.2.2. Организация уранодобывающей промышленности	154
2.2.3. Государственный гидрометаллургический завод «Алмаз»	156
2.2.4. ОАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение»	159
2.2.5. Новотроицкое рудоуправление	160
2.2.6. Рекультивация территорий бывших уранодобывающих производств	160
2.3. Ядерное наследие на предприятиях по переработке урана	163
2.3.1. ОАО «Кирово-Чепецкий химический комбинат им. Б.П. Константинова»	163
2.3.2. Ядерное наследие на предприятиях по производству ядерного топлива	169
2.4. Ядерное наследие на предприятиях ядерно-оружейного комплекса	172
2.5. Испытания ядерного оружия и использование ядерных взрывов в мирных целях	173

2.6. Последствия эксплуатации и утилизации кораблей и судов атомного военного флота	177
<i>Список литературы к главе 2</i>	189
ГЛАВА 3. Научные учреждения для решения задач мирного и военного использования ядерных технологий	192
3.1. Государственный научный центр Российской Федерации «Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского»	193
3.2. Государственный научный центр Российской Федерации «Научно-исследовательский институт атомных реакторов»	207
3.3. Открытое акционерное общество «Ведущий научно-исследовательский институт химической технологии»	219
3.4. Ядерное наследие в институтах Российской академии наук	223
<i>Список литературы к главе 3</i>	231
ГЛАВА 4. Мирная атомная энергетика	232
4.1. Первые АЭС	232
4.2. Программа развития атомной энергетике СССР	236
<i>Список литературы к главе 4</i>	244
ГЛАВА 5. Радиационные факторы в структуре техногенных рисков	245
5.1. Радиационные риски	246
5.1.1. Последствия аварий в ядерном оружейном комплексе и атомной энергетике	250
5.1.2. Сравнительный анализ техногенных экологических рисков для здоровья населения	251
5.1.3. ОЯТ и социально-экологические программы	254
<i>Список литературы к главе 5</i>	257
ГЛАВА 6. Системы управления ядерной, радиационной безопасностью и охрана окружающей природной среды	258
6.1. Системы обеспечения безопасности объектов атомной энергетики и ядерно и радиационно опасных объектов	258
6.1.1. Управление обеспечением безопасности	259
6.1.2. Система лицензирования деятельности по использованию ядерных материалов в оборонных целях	261
6.1.3. Система государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов	261
6.1.4. Функциональная подсистема предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций	262
6.1.5. Система автоматизированного контроля радиационной обстановки	264
6.1.6. Система обеспечения функции государственного компетентного органа по обеспечению ЯРБ при транспортировке ядерных материалов и радиоактивных веществ	265
6.1.7. Аварийно-спасательная служба	266
6.1.8. Система управления охраной труда	267
6.1.9. Международное сотрудничество в области обеспечения безопасности	268
6.2. Системы охраны окружающей среды	271
6.2.1. Управление охраной окружающей среды и экологический мониторинг	272
6.2.2. Организация и совершенствование учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов	277
6.2.3. Экологическая эффективность и устойчивое развитие	283

ОГЛАВЛЕНИЕ

6.2.4. Системы экологического управления	284
6.2.5. Зарубежные системы экологического менеджмента	287
6.2.6. Внедрение международных стандартов экологического управления в атомной отрасли России	289
6.2.7. Совершенствование управления природоохранной деятельностью	290
6.2.8. Специальные экологические программы реабилитации радиационно загрязненных участков территории	297
6.2.9. Информирование общественности об экологической деятельности атомной отрасли	298
<i>Список литературы к главе 6</i>	303
ГЛАВА 7. Разработка и реализация целевых программ в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности	305
7.1. Федеральная целевая программа «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2000–2006 годы	305
7.2. Первые программы по ликвидации ядерного наследия	307
7.2.1. Ликвидация объектов радиационного наследия в РНЦ «Курчатовский институт»	307
7.2.2. Комплексный план решения экологических проблем ПО «Маяк»	323
7.3. Разработка программы на 2007 и последующие годы	330
7.4. Концепция Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года»	333
<i>Список литературы к главе 7</i>	338
ГЛАВА 8. Начало реализации ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года»	340
8.1. Основные результаты реализации ФЦП за 2008 год	340
8.2. Об итогах реализации ФЦП за первое полугодие 2009 года	341
8.3. Примеры реализации ФЦП на предприятиях и в организациях	341
8.3.1. Реализация ФЦП на ФГУП «ПО «Маяк»	341
8.3.2. Реализация ФЦП на ФГУП «Горно-химический комбинат»	342
8.3.3. Реализация ФЦП на ОАО «Сибирский химический комбинат»	346
8.3.4. Реализация ФЦП в ОАО «Государственный научный центр Российской Федерации «Научно-исследовательский институт атомных реакторов»	349
8.3.5. Реализация ФЦП в ОАО «Ведущий научно-исследовательский институт химической технологии»	350
<i>Список литературы к главе 8</i>	355

ПРЕДИСЛОВИЕ

Вам представляется стартовый том монографии «Проблемы ядерного наследия и пути их решения» из новой серии изданий под общим названием «Атомная наука и промышленность». Том подготовлен коллективом авторов — ведущих специалистов и ученых Госкорпорации «Росатом» и Российской академии наук.

В современном мире тесное взаимодействие ученых и инженеров является одной из важнейших составляющих успешного применения новых технологий практически во всех отраслях промышленности.

Атомная энергетика и промышленность явились первыми из высокотехнологических отраслей народного хозяйства, появление, существование и развитие которых стало возможным только благодаря научной поддержке по чрезвычайно широкому направлению исследований — начиная от изучения фундаментальных свойств материи до решения специфических материаловедческих задач, связанных с радиационной стойкостью, или от фундаментальной радиобиологии до радиационной эпидемиологии.

Атомная энергетика и промышленность стали несомненными лидерами в практическом понимании приоритетности задачи обеспечения безопасности на всех этапах жизненного цикла ядерных технологий.

С момента открытия рентгеновских лучей, радиоактивности, а затем и использования энергии ядра одним из важнейших направлений совместной деятельности ученых и специалистов-практиков стало обеспечение безопасности человека и окружающей среды. Это направление работ до сих пор остается приоритетным, а при выборе параметров новых ядерных технологий определяющим.

Современный мир невозможно представить без атомной энергетики, использования радиоактивных изотопов и излучений в медицине, геологии, промышленности и во многих других практических сферах. Сегодня атомная энергетика дает свыше 14% мирового производства электроэнергии и около 17% в России. Сформировавшиеся и начавшие реализовываться в последние годы планы ее развития, в том числе в России, позволяют говорить о ренессансе атомной энергетики. Давая очевидные экологические преимущества в сравнении с энергетикой на органическом топливе, энергия мирного атома, тем не менее, зачастую встречает настроенное отношение общества. С чем это связано? Во-первых, с достаточно тесной ассоциативной, а в некоторых странах, в том числе и в России, технологической взаимосвязью с ядерным оружием. Во-вторых, с вопросами обеспечения безопасной эксплуатации атомных станций и настроенностью в отношении воздействия радиации на человека и окружающую среду. И, в-третьих, с завершающими этапами ядерного топливного цикла — обращением с отработавшим ядерным топливом, радиоактивными отходами и выводом из эксплуатации объектов использования атомной энергии.

В области обеспечения безопасности атомная энергетика и промышленность продемонстрировали широкий набор исторических ситуаций, который в одинаковой мере позволяет утверждать и о реальной беспрецедентно высокой технологической безо-

пасности и, в отдельных случаях, о его недостаточно высоком уровне. Задачу обоснования и согласия общества с приемлемостью радиационных рисков в ряду других рисков техногенного происхождения еще предстоит решить. И главные сложности в этой работе — на завершающих этапах жизненного цикла ядерных технологий.

Незавершенность и дискуссионность решений по заключительным этапам ядерного топливного цикла, присущие всем без исключения национальным сценариям развития, являются одним из главных препятствий развития ядерных технологий. Утверждение о принципиальной возможности замыкания ядерного топливного цикла должно сопровождаться практическим подтверждением или последовательностью практических шагов, направленных на достижение этой цели.

В силу исторических особенностей, в нашей стране на протяжении многих десятилетий плановой экономики наличие официально одобренных позиций или установок по возможности решения какой-либо проблемы, вообще говоря, позволяло откладывать практические шаги по ее решению до тех пор, пока они ни становились остро необходимыми. Естественно, что подобная же практика наблюдалась и в атомной энергетике и промышленности, и в наибольшей степени — в области обращения с ОЯТ и РАО, вывода из эксплуатации.

Результатом такой практики стало систематическое накопление радиоактивных отходов, отработавшего ядерного топлива и остановленных объектов использования атомной энергии, не имевших ясных перспектив своей эволюции. Эти проблемы стали своеобразной платой за реализацию одной из самых интенсивных, а может быть, и самой крупной ядерной оборонной программы. Платой за чрезвычайно широкий фронт научных исследований в области реакторной физики и ядерного топливного цикла, благодаря которым мы до сих пор имеем значимые заделы в сфере ядерных технологий.

Определенной консервации ситуации в немалой степени способствовало и то обстоятельство, что в стране до последнего времени фактически отсутствовал не только системный подход к решению накопившихся проблем, но и не были созданы механизмы предотвращения генерации новых проблем в этой сфере.

Уже в 1980-х годах во многих ядерных государствах были сформированы правовые конструкции, дававшие возможность создавать накопительные фонды для безопасного обращения с отработавшим ядерным топливом, окончательной изоляции радиоактивных отходов и вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов. В СССР для этого особой нужды не было. Таковым фондом служил государственный бюджет, к которому можно было обратиться в случае необходимости.

В последние 15–20 лет ведущие ядерные государства начали осуществлять масштабные государственные программы по ликвидации наследия гонки вооружений, в том числе и по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов и реабилитации радиационно загрязненных территорий, использовавшихся для производства ядерного оружия.

Принципиальным выводом, который можно сделать на основе мирового опыта, является вывод об эффективности четкого разграничения ответственности между государством и бизнесом. Роль государства в решении вопросов, связанных с последствиями оборонной деятельности, повсюду является доминирующей. И, наоборот, в атомной энергетике и топливном цикле задача экономически эффективного замыкания цикла в части обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом и вывода из эксплуатации является прерогативой и зоной ответственности бизнеса.

В России также пришло время приступить к решению накопившихся проблем ядерного наследия. В том числе и на эту проблему была нацелена Программа развития атомного энергопромышленного комплекса, утвержденная Президентом Российской Федерации в 2006 году. Большая практическая работа в этом направлении была начата в рамках ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

В условиях реализации программы развития важным моментом является формулирование для общественности объемов и причин происхождения ядерного наследия, объяснения характера рисков, связанных с ядерным наследием, доказательства практической решаемости этих проблем и обоснования необходимости применения наименее затратных решений.

Первый, стартовый том издания «Проблемы ядерного наследия и пути их решения» посвящен исследованию исторических особенностей формирования проблем ядерного наследия и оценке его масштаба в контексте определения путей их поэтапного решения и, конечно же, исключения их воспроизводства в будущем.

Содержание и объем первого тома издания позволяют определить его как энциклопедию ядерного наследия на предприятиях атомной промышленности. По замыслу авторов он должен стать основой для последующего углубленного рассмотрения во втором томе издания, научной и методологической составляющей выработки решений по безопасности объектов ядерного наследия. В этом же томе предполагается детализировать контуры создаваемых национальных систем обращения с РАО, ОЯТ и вывода из эксплуатации. В третьем, заключительном томе авторы должны сосредоточиться на расширенном описании реализации мероприятий ФЦП «ЯРБ» и выработать четкие представления об общем видении национальной системы обеспечения ядерной и радиационной безопасности на период до 2025 года и в более отдаленной перспективе.

Представляя первый том издания «Проблемы ядерного наследия и пути их решения», мы отчетливо понимаем, что результаты совместных усилий ученых и специалистов в других областях применения атомной энергии также интересны для широкого круга специалистов и общественности, как и безопасное решение проблем ядерного наследия.

Генеральный директор
Государственной
корпорации по атомной
энергии «Росатом»
С.В. Кириенко



Президент Российской
академии наук, академик
Ю.С. Осипов



ВВЕДЕНИЕ

Новая информация о серьезном импульсе в развитии атомной энергетики, получаемая в конце первого десятилетия нового века из десятков стран, является свидетельством трудных, совсем не популистских решений национальных политиков. Это вынужденные признания экономических, экологических и геополитических факторов в условиях заведомо сильной, а в ряде стран и чрезмерной, настороженности общества в отношении атомной энергетики. В области атомной энергетики де-факто сформировалась солидарная ответственность за безопасность. Трудно представить, что новый старт атомной энергетики в странах Западного или Восточного, Северного или Южного полушария мог состояться спустя пять-десять лет после чернобыльской аварии. Слишком сильны, по сути, глобальны были ее радиоэкологические последствия. Присутствие чернобыльской радиации даже в незначительных количествах порождало самые драматические ожидания относительно последствий для здоровья и дискуссии, которые естественным образом трансформировались в решение дилеммы относительно того, быть или не быть атомной энергетике не только в будущем, но и сегодня.

Тем не менее отсутствие в будущем тяжелых аварий с масштабным радиоактивным загрязнением территорий, в том числе на больших удалениях от реактора, представляется одним из принципиальных условий не только развития, но и просто существования атомной энергетики.

Справедливости ради следует отметить, что после крупных аварий на АЭС только в единичных случаях принимались решения о закрытии нормально функционирующих станций. В то же время планы строительства новых блоков, как правило весьма серьезно пересматривались. Необходимо также подчеркнуть, что крупнейшие аварии на АЭС – американской «Три-Майл-Айленд» и нашей Чернобыльской – произошли в период чрезвычайно низких цен на нефть, что во многом повлияло на имевшиеся планы развития атомной энергетики.

Современная ситуация определяется совершенно иными тенденциями. Цены на энергоносители временами стремительно растут, но еще более высокими темпами растет потребность в энергоресурсах. Фактически объективные потребности диктуют свою волю, по сути, политическим решениям о развитии атомной энергетики. И они принимаются. В то же время возникает вопрос относительно того, насколько стабильна социальная приемлемость атомной энергетики, ведь крупные аварии не исчерпывают проблемные моменты ядерных технологий. Существуют проблемы обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами, есть и так называемое ядерное наследие, связанное в основном с начальным этапом становления атомной индустрии, когда на первый план ставились вопросы создания ядерного оружия. У России это наследие особенно велико. Российский атомно-энергетический комплекс на протяжении первой четверти века своего существования строился как структура исключительно оборонного назначения и, в отличие от подавляющего

большинства ситуаций в иных странах, наиболее долго был абсолютно изолирован. Информация о его существовании, масштабах и тем более содержании национальных программ в этой области была абсолютно закрыта для общественности, в особенности собственной страны. Указанные обстоятельства существенно утяжеляют груз так называемого ядерного наследия и определяют риски для развития, связанные с неверной трактовкой причин его появления и масштабов опасностей, им порождаемых.

Ситуация с прояснением реального содержания ядерного наследия, а оно далеко не исчерпывается чисто оборонными работами, становится еще более актуальной, если обратить внимание на изданную за последнее время литературу по данному вопросу. К сожалению, она либо выполнена не на профессиональном уровне, либо поверхностно рассматривает имеющиеся проблемы, предлагая при этом нереальные пути их преодоления, либо имеет налет популизма, что ведет, как правило, к запугиванию читателя. Восполнить эти пробелы и призвана данная монография, которая раздвигает границы объективного информирования населения нашей страны.

Практически впервые в нашей стране выходит книга, в которой коллективом авторов предпринята попытка по возможности комплексно рассмотреть проблемы ядерного наследия и его масштабы, источники накопления РАО, их объемы и места хранения, а также потенциальную опасность откладывания решения проблем в данной области.

Выпуск издания предполагается в трех томах. Первый том дает достаточно подробные сведения о возникновении и современном состоянии проблем ядерного наследия. В первой главе первого тома дан исторический экскурс в несколько взаимосвязанных тем. Первая из них — формирование и развитие базовых принципов радиационной защиты человека и биоты. Вторая — становление отечественных систем управления и надзора за безопасностью, в современных терминах управления и регулирования безопасности при использовании атомной энергии. Третья — становление национальных правовых систем обращения с ОЯТ и РАО и вывода из эксплуатации.

Завершает первую главу обзор зарубежных практических работ по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных установок как гражданского, так и военного назначения и реабилитации радиационно загрязненных территорий.

Главы 2–4 монографии посвящены исследованию исторических особенностей возникновения в нашей стране «проблем ядерного наследия» как в оборонной, так и в мирной области.

Основное внимание в томе уделено собственно объектам ядерного наследия, их формированию, современному состоянию, рискам, с ними связанным. При этом авторы не ставили своей задачей формирование полного перечня объектов ядерного наследия. Подобные задачи поставлены и решаются в более широком контексте в рамках ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». Чтобы не увеличивать объем книги, авторы посчитали возможным дать описания наиболее типовых ситуаций формирования объектов ядерного наследия, хотя использование понятия «типовые», наверное, наименее удачно.

Особое место в монографии занимает тема ядерного наследия первого крупного предприятия отечественной атомной промышленности — ПО «Маяк». Это и понятно, ведь в конце 1950-х гг., когда вступали в строй основные производства предприятия, главным являлось своевременное изготовление «ядерной взрывчатки» для первой атомной бомбы. Тогда многие вопросы обеспечения ядерной и радиационной

безопасности, с которыми пришлось столкнуться ученым и производственникам, со всей очевидностью проявились только после пуска комбината.

Значительный объем фактического материала по объектам ядерного наследия, представленный в главах 2–4, может навести на мысль о том, что совокупный масштаб негативных последствий от объектов ядерного наследия может перечеркнуть всю экологичность атомной промышленности. В этой связи в главе 5 представлен краткий обзор, дающий представление о роли радиационных факторов в общей структуре техногенных рисков. В том числе представлена краткая характеристика современных методов анализа рисков неблагоприятных последствий различной природы, связанных с ядерными и иными технологиями, включая риски для окружающей среды и здоровья населения. При этом оказывается, что радиационные риски дают весьма скромный вклад в общую структуру техногенных рисков. Однако задача детальной оценки рисков по каждому из крупных объектов ядерного наследия не снимается — она должна решаться как оптимизационная при определении стратегии работ по каждому объекту.

Авторы сочли важным отразить, что сегодняшние предприятия атомного энергопромышленного комплекса привержены современным тенденциям в обеспечении безопасности и охраны окружающей среды. Этому посвящена глава 6. В этой связи в первой части главы рассмотрены некоторые системы, обеспечивающие контроль и поддержание на должном уровне ядерной и радиационной безопасности предприятий; системы, предохраняющие производства от появления чрезвычайных ситуаций; системы стоящие на страже здоровья человека. Описана группа систем, не задействованных в нормальном режиме производственных процессов, и которые могут быть оперативно включены в случае серьезного отклонения от нормы для предотвращения негативного развития событий и ликвидации их последствий. Во второй части главы, с акцентом на развитие, рассмотрены системы охраны окружающей среды. Приведено описание становления и функционирования систем управления охраной окружающей среды, контроля материалов, могущих оказать негативное воздействие на окружающую среду. Значительное внимание авторы уделяют вопросам совершенствования механизмов охраны и реабилитации окружающей среды и поддержания экологической безопасности, включая стимулирующие (внедрение экологических стандартов и сертификация), принуждающие (обязательное выполнение специальных экологических программ при ввозе ОЯТ или выплата штрафов за сверхнормативное воздействие), информирующие органы управления, власть и общественность (объективное описание степени воздействия на окружающую среду). Заслуженное внимание отдано в главе взаимодействию через средства массовой информации с наиболее объективным контролером — общественностью.

В главе 7 намерением авторов было дать общее представление о произошедшем в период 2005–2007 гг. пересмотре целей и задач развития российского атомного энергопромышленного комплекса, в том числе по важнейшим аспектам обеспечения ядерной и радиационной безопасности. Это поможет понять процедуры определения приоритетов при формировании основополагающих документов в области ядерной и радиационной безопасности. Как известно, эти работы завершились принятием нескольких федеральных целевых программ, включая ФЦП «ЯРБ».

В программе развития атомной энергетики и, особенно, ФЦП по обеспечению ядерной и радиационной безопасности реализованы принятые ранее стратегические решения о невозможности дальнейшего откладывания решения проблем ядерного наследия в свете обеспечения расширенного воспроизводства атомной энер-

гетики. Вследствие ограниченности временных рамок этих программ (до 2015 г.) важны представления о более отдаленном будущем. В этой связи перед авторами также ставилась задача определения перспектив или хотя бы основных контуров решения проблем ядерного оборонного наследия и, что еще более трудно в силу большей долгосрочности, ядерного энергетического наследия, то есть проблемы обращения с ОЯТ и РАО.

В то же время принятие Программы развития атомной энергетики инициировало повышенный интерес и требовательность к вопросам обеспечения ядерной и радиационной безопасности. Следствием этого явился значительный объем научно-технических работ по идентификации накопленных проблем и методам их решения. При этом зачастую в качестве сложных проблем определялись небольшие научно-технические задачи или ситуации, не имевшие реального отношения к проблемным. Анализ всего объема исходных данных и поступивших предложений с позиций научной обоснованности, а также структурных и иных ограничений, накладываемых на финансируемые из средств федерального бюджета работы, существенно редуцировал список исходных предложений.

В планы авторского коллектива входит представить во втором томе издания научную и методологическую сторону выработки решений по преодолению проблем ядерного наследия. Там же предполагается дать более подробную картину создаваемых национальных систем обращения с РАО, ОЯТ и вывода из эксплуатации. Третий том будет посвящен более подробному описанию реализации мероприятий ФЦП «ЯРБ», а также определению контуров национальной системы обеспечения ядерной и радиационной безопасности на период до 2025 года и в более отдаленной перспективе.

Ситуация в плане обеспечения безопасности на ядерных объектах в сегодняшней России по сравнению с 1990-ми годами значительно изменилась. Достаточно сказать, что в течение последних 15 лет на предприятиях отрасли не произошло ни одного серьезного инцидента, связанного с переоблучением работников отрасли или радиационным загрязнением, не говоря уже об угрозе здоровью населения, проживающего вблизи предприятий атомной энергетики и промышленности.

Авторы надеются, что данная работа, не претендуя на исчерпывающее изложение всех проблем, связанных с радиационной безопасностью, даст новый толчок более полному освещению вопросов, связанных с радиационным наследием, и предпринимаемых усилий по его скорейшему решению.

ГЛАВА 1

Радиация и новые аспекты безопасности

Вопросы безопасности человека и охраны окружающей среды давно стали приоритетом при выборе новых технологий. Тем не менее вплоть до последнего времени нередко происходили случаи выпуска в обращение новых материалов, веществ и технологий с непроверенными до конца по уровню опасности свойствами.

Атомная энергетика как энерготехнология всегда находилась в центре внимания общественности, а вопросы обеспечения безопасности нередко становились предметом острых дискуссий. Наиболее крайние взгляды на использование атомной энергии так и формулируются:

- эффекты действия ионизирующих излучений на здоровье человека и объекты живой природы изучены недостаточно;

- организационно-правовые инструменты регулирования безопасности при использовании атомной энергии малоэффективны и не гарантируют безопасности;

- имеющиеся выгоды от использования атомной энергии преходящи и ложатся тяжелым бременем на последующие поколения.

Что можно и нужно противопоставить этим крайним взглядам?

1. Результаты более чем 110-летних исследований воздействия радиации на лабораторные объекты, человека и природу.

2. Достаточно успешный в целом опыт обеспечения безопасности при использовании атомной энергии.

3. Имеющийся зарубежный опыт вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии и реабилитации загрязненных территорий.

4. Отечественный опыт обеспечения безопасности объектов ядерного наследия: работы по его инвентаризации, а также разрабатываемые и реализуемые планы по его ликвидации.

Остановимся в данной главе на первых трех вопросах более подробно.

1.1. Становление подходов в области радиационной защиты человека и окружающей среды

Проблема опасности ионизирующих излучений и радиоактивных веществ начала осознаваться буквально сразу после их открытия. В январе 1896 г. вышла в свет брошюра К. Рентгена о свойствах открытых им X-лучей. Несколько месяцев спустя, в марте 1896 г., следует открытие Анри Беккерелем естественной радиоактивности. Новые открытия, главным образом рентгеновские лучи, находят широкое применение в медицине. По оценкам выдающегося радиобиолога С.П. Ярмоненко [1], за год после этих открытий было издано 49 книг и опубликовано более 1000 статей об использовании X-лучей в медицине. И уже в 1896 г. появились первые сообщения о поражениях кожи у лиц, много экспериментировавших с X-лучами.

Именно эти годы дали старт новой науке – радиобиологии. Принято [1] выделять три этапа ее развития. Первый, описательный этап характеризуется накоплением данных и попытками осмысления биологических реакций на облучение. Для объяснения особенностей взаимодействия ионизирующих излучений с живой материей в 1922 г. Ф. Дессауэром была предложена теория «точечного тепла»: дискретных событий (актов ионизации) в чувствительном объеме. Это событие ознаменовало начало второго этапа развития радиобиологии, продолжавшегося до середины 1940-х гг. Он связан со становлением фундаментальных принципов количественной радиобиологии и установлением связи наблюдаемых эффектов с величиной поглощенной дозы. Третий этап, продолжающийся до настоящего времени, – это дальнейшее развитие количественной радиобиологии на всех уровнях – от молекулярного до популяционного. Переход к нему связан с новым масштабом задач, обусловленных развитием ядерных технологий и методов биологического анализа. В 1950-е гг. после аварии на комбинате «Маяк», приведшей к возникновению Восточно-Уральского радиационного следа, произошло становление радиоэкологии как самостоятельной научной дисциплины [2].

Важно отметить, что в отличие от медицины, где ионизирующие излучения и радиоактивные вещества сразу нашли широкое применение, другие сферы использования явления радиоактивности вплоть до 1930-х гг. считались весьма дискуссионными.

В докладе В. И. Вернадского «Задачи дня в области радия» на годовом собрании Российской академии наук (1910 г.), который характеризовал открытие явления радиоактивности как переворот в научном мировоззрении, отмечалось: «Перед нами открываются в явлениях радиоактивности источники атомной энергии, во много раз превышающие все те источники сил, какие рисовались человеческому воображению. С надеждой и опасением всматриваемся мы в нашего союзника и защитника».

Были и иные мнения. Так, в 1933 г. выдающийся английский физик Э. Резерфорд в письме Британской ассоциации указывал: «Эти превращения атомов представляют исключительный интерес для ученых, но мы не можем управлять атомной энергией в такой степени, чтобы это имело какую-нибудь коммерческую ценность. И я считаю, что вряд ли мы когда-нибудь способны будем это сделать. Наш интерес к этой проблеме – чисто научный».

Открытие в начале 1939 г. деления ядра урана и обоснование возможности протекания в уране цепной ядерной реакции деления дали старт бурному развитию атомной науки и ядерных технологий. Начавшаяся Вторая мировая война обусловила их исключительно оружейную направленность, по крайней мере на первые десятилетия.

Вплоть до этого периода вопросы защиты здоровья человека от действия ионизирующих излучений беспокоили главным образом рентгенологов. В 1928 г. на втором радиологическом конгрессе был создан Комитет по защите от рентгеновских лучей и радия. В 1950 г. комитет был преобразован в Международную комиссию по радиологической защите (МКРЗ). Изначально комиссия занималась вопросами медицинской радиологии, однако со временем область ее деятельности расширилась и в наши дни охватывает все аспекты радиационной защиты, что нашло свое отражение в уставе МКРЗ.

МКРЗ состоит из главной комиссии (Main Commission) и 5 комитетов. Состав главной комиссии меняется каждые 4 года; изменение состава МКРЗ происходит путем кооптации, и такой подход способствует закреплению консерватизма.

Периодически МКРЗ публикует документы (рекомендации). Они носят рекомендательный характер и предлагаются национальным комиссиям в качестве основы для выработки на внутригосударственном уровне соответствующих нормативов и регламентов.

Свой первый доклад МКРЗ издала в 1958 г. [3]. Он начал серию докладов, получив первый номер (Публикация 1), и содержал рекомендации, которые были приняты и одобрены в сентябре 1959 г. Следующие общие рекомендации были опубликованы в 1964 г. (Публикация 6), 1966 г. (Публикация 9) и в 1977 г. (Публикация 26). В течение последующих более чем 10 лет над Публикацией 26 была проведена большая работа, что нашло свое отражение в рабочих документах совещаний МКРЗ. Их итогом стало появление в 1991 г. Публикации 60, содержащей основные рекомендации в области радиационной защиты.

Помимо основных рекомендаций МКРЗ издает публикации, посвященные отдельным проблемам обеспечения радиационной безопасности (радиационный терроризм, медицинское облучение и пр.).

С момента выхода в 1991 г. Публикации 60 МКРЗ в различных странах мира был накоплен большой практический опыт; были получены новые научные данные в области радиобиологии, радиационной безопасности и защиты, направленные, прежде всего, на возможность повышения точности оценок радиационно-обусловленного риска и выработку на этой основе нормативов приемлемого уровня защиты человека. Это привело к разработке и выходу в 2007 г. новых Рекомендаций МКРЗ (Публикация 103).

Действовавшие до недавнего времени в России Нормы радиационной безопасности (НРБ-99) были разработаны на основе предыдущих Рекомендаций МКРЗ 1990 г. В целом система радиационной защиты, принятая в НРБ-99, не отличается радикально от системы защиты новых Рекомендаций. Вступившие в силу НРБ/99-2009 не содержат принципиальных изменений по сравнению с предыдущей редакцией. К сожалению, не произошло унификации подходов и понятий, что было бы крайне важно в свете перспектив международного сотрудничества. Предполагается, что это будет сделано в новой редакции НРБ.

Интересно проследить эволюцию подходов к обеспечению радиационной защиты. В первое время в центре ее внимания были вопросы допустимых уровней профессионального облучения. С развитием атомной энергетики и промышленности в 1950–1960-е гг. стали устанавливаться пределы доз облучения не только для профессионалов, но и для населения в целом. Немалую роль в этом сыграли результаты радиационно-эпидемиологических исследований, в том числе по когортам пострадавших от атомной бомбардировки японских городов Хиросима и Нагасаки, когда облучению подверглось большое количество людей. Тогда же стала очевидной необходимость учитывать и возможность проявления последствий облучения в следующих поколениях.

В последней публикации МКРЗ (103), вышедшей в 2007 г., рассматривается вопрос обеспечения защиты биоты; подробнее эта проблема была поставлена в более ранней Публикации (91) [4]. Следует отметить, что человек принадлежит к самым радиочувствительным видам; для человека приняты наиболее жесткие нормативы, обладающие большим «запасом прочности»; наконец, охрана здоровья и благополучия человека причислена к числу высших приоритетов. Показано, что соблюдение санитарно-гигиенических нормативов в рамках основной парадигмы радиэкологии (антропоцентрический принцип) заведомо обеспечивает радиационную защиту животных [5, 6]. Переход от антропоцентрической концепции к экоцентри-

ческой не был связан с ухудшением радиационной ситуации в биосфере Земли. Скорее он связан с общими тенденциями в общественном сознании, принятием Концепции устойчивого развития.

В 1955 г. при ООН был организован Научный комитет по действию атомной радиации (НКДАР). Его задача — сбор и анализ международной информации о различных аспектах действия излучений на живые организмы. Периодически НКДАР получает задания от Генеральной Ассамблеи и выпускает научные доклады. К их написанию привлекаются и МКРЗ, и ВОЗ. Всего с начала своей деятельности НКДАР опубликовал 16 основных докладов, которые являются важным обобщением научной информации.

Создание НКДАР в немалой степени связано со стремлением прекратить ядерные испытания. Первоначально в состав НКДАР входили 15 членов ООН, в том числе Аргентина, Австралия, Бельгия, Бразилия, Канада, Чехословакия, Египет, Франция, Индия, Япония, Мексика, Швеция, Великобритания, США и СССР. Его первая сессия состоялась в Нью-Йорке в марте 1956 г.

Уже в 1958 и 1962 гг. Генеральной Ассамблее ООН были представлены два всеобъемлющих доклада с обобщенными сведениями об уровнях облучения человека и о последствиях радиационного воздействия. Именно эти доклады создали научную основу для решения вопроса о запрещении испытаний ядерного оружия в атмосфере, космосе и под водой. Соответствующий договор был подписан в 1963 г.

В течение последующих десятилетий НКДАР становится официальным авторитетным источником сведений относительно уровней и последствий воздействия радиации в результате использования атомной энергии как в мирных, так и в военных целях. Еще в самом начале своей деятельности, в 1955 г., НКДАР пришел к выводу о том, что медицинское облучение вносит наиболее существенный вклад в облучение от техногенных источников. Это положение верно и на сегодняшний день. Комитет периодически проводит обзор и оценку глобальных и локальных воздействий, обусловленных как медицинским облучением в диагностических либо терапевтических целях, так и облучением населения и профессиональных работников. Эти обзоры имеют большое значение прежде всего для деятельности таких международных организаций, как МАГАТЭ, МКРЗ, ВОЗ и др.

Комитет проводит регулярную переоценку результатов наблюдений за когортой пострадавших при бомбардировке японских городов Хиросима и Нагасаки в 1945 г., а также других облученных групп. Эти обобщения создают научную основу для выработки рекомендаций МКРЗ, предлагающих стандарты обеспечения радиационной защиты.

В 1973 г. в НКДАР вошли 5 новых членов — Германия, Индонезия, Перу, Польша и Судан, а в 1986 г. — Китай. В настоящее время в число членов НКДАР входит 21 страна.

В 1974 г. НКДАР вошел в число организаций, осуществляющих консультационную поддержку Программы развития ООН.

Вскоре после чернобыльской аварии НКДАР принял участие в оценке ее последствий. Уже в 1988 г. были опубликованы первые результаты относительно острых радиологических последствий у участников ликвидации последствий аварии (ликвидаторов) и о глобальном воздействии аварии. В докладе 2000 г. приводится обобщение данных по дозам и эффектам облучения, вызванным последствиями чернобыльской аварии. Позже НКДАР принял участие в Чернобыльском форуме, проходившем под эгидой МАГАТЭ.

В последнее десятилетие большое внимание уделялось наследию холодной войны. Позже предметом анализа и обобщения стали вопросы воздействия природных радиоактивных материалов, биологические эффекты облучения в малых дозах и влияние облучения на другие биологические виды.

В 2000–2001 гг. был издан последний обширный доклад НКДАР.

В настоящее время в программе деятельности Комитета – официальное обобщение и представление информации по следующим вопросам:

- риск облучения от радона;
- эпидемиологические исследования по канцерогенным и неканцерогенным последствиям облучения;
- влияние радиации на иммунную систему;
- реакции на клеточном уровне.

Составляются обзоры по медицинскому облучению, облучению населения и профессионалов, облучению вследствие радиационных аварий, последствиям чернобыльской аварии, радиационному воздействию на биоту (биологические виды, за исключением человека).

В 2006 г. был издан 1 том очередного доклада Комитета.

Задача установления контроля над ядерными материалами и технологиями впервые была поставлена на сессии Генеральной Ассамблеи ООН в 1953 г. Официально же датой рождения Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) считается 1957 г., когда был ратифицирован его устав. МАГАТЭ, образованное вскоре после войны, до настоящего времени играет важную роль в обеспечении режима нераспространения и безопасности ядерных технологий.

Существенное место в деятельности МАГАТЭ занимает установление и внедрение международных стандартов и рекомендаций в области безопасности при использовании атомной энергии. Стандарты издаются в виде серии публикаций и охватывают вопросы ядерной безопасности, радиационной защиты, обращения с радиоактивными отходами, перевозки радиоактивных материалов, безопасности предприятий ЯТЦ, обеспечения качества. Первая публикация агентства «Безопасное обращение с радиоизотопами» увидела свет в 1958 г. С тех пор было опубликовано более 200 стандартов. В них нашел отражение полувековой опыт, что обусловило их широкое применение во всем мире. Последний из них, вышедший в 2006 г., – «Основные принципы защиты». Помимо стандартов среди изданий МАГАТЭ – различные книги, обзоры, научные доклады, журналы и буклеты.

Стандарты безопасности, вырабатываемые на основе научных докладов НКДАР и рекомендаций МКРЗ, задают уровень деятельности государств по выработке национальных стандартов.

В 2006 г. был выполнен обзор базовых стандартов безопасности (BSS). Несмотря на то, что необходимость анализа не была вызвана какими-то революционными изменениями, МАГАТЭ сочло целесообразным учесть все последние достижения в этой области.

Если дать международным организациям краткую характеристику, то анализ данных по воздействию радиации на здоровье человека, – это НКДАР ООН, выработка конкретных рекомендаций по радиационной защите – МКРЗ, генерация международных соглашений и стандарты безопасности в области безопасного использования атомной энергии – МАГАТЭ.

Таким образом, система обеспечения радиационной защиты проделала большой путь. Начав с элементарного регламентирования продолжительности и уровня ради-

ационного воздействия на организм человека, радиационная защита трансформировалась в многоуровневую систему, подкрепляемую комплексом фундаментальных и прикладных научных дисциплин, среди которых:

- радиобиология;
- радиационная эпидемиология;
- радиоэкология и сельскохозяйственная радиология;
- радиационная гигиена;
- радиационная медицина;
- дозиметрия.

Если на начальном этапе применения рентгенологических, радиационных и ядерных технологий принципиальным являлось достижение нового результата, то на последующих этапах все большее значение приобретала их безопасность. Уже к началу 1950-х гг. сформировались два базовых понятия, характеризующие безопасность ядерных технологий, – это ядерная и радиационная безопасность.

Вопреки широкораспространенным представлениям, количество произошедших в мире ядерных и радиационных инцидентов относительно невелико. За все время применения ядерных технологий в мире произошли 22 ядерные аварии с самопроизвольной цепной реакцией. Примерно половина из них – в СССР и России (рис. 1.1) [7].

Для содержания данного раздела вопросы обеспечения ядерной безопасности вторичны, поскольку в случаях нарушения как ядерной, так и радиационной безопасности речь идет об одном и том же специфическом факторе воздействия – ионизирующего излучения или проникающей радиации.

Характеризуя состояние современной системы радиационной защиты в целом, следует выделить несколько важных особенностей.

Во-первых, это чрезвычайно высокий уровень ее практической реализации. Фактически ни в одной другой области охраны труда предложенные, по сути, консультационным органом ограничения облучения персонала и населения не соблюдаются так строго. Случаи превышения пределов доз и в России, и за рубежом единичны [8], а удельная коллективная доза облучения персонала на единицу выработанной электроэнергии на АЭС уменьшилась за последние три десятилетия более чем в 15 раз.

Во-вторых, ее внутреннюю противоречивость в вопросах, касающихся линейной беспороговой концепции и действия малых доз в части, относящейся к защите биоты и по ряду других позиций. В частности, на сегодняшний день нет определения поня-

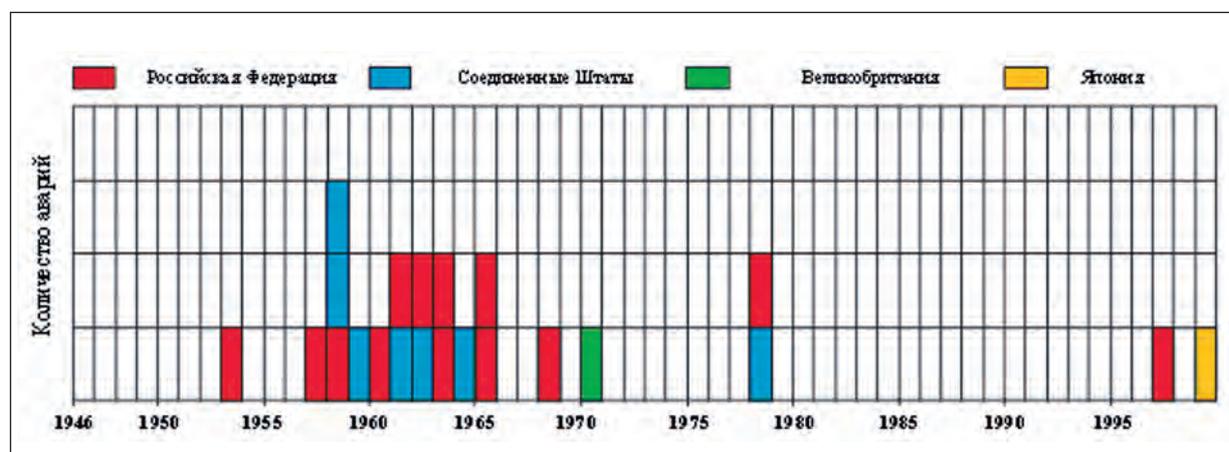


Рис. 1.1. Хронология и количество промышленных ядерных аварий

тия «малые дозы», а предлагаемые варианты дают численные характеристики, различающиеся на 2 порядка величины — от 1 до 200 мЗв. Последняя величина получена из результатов эпидемиологических исследований — начиная приблизительно с этого уровня, выявляются эффекты в когортах облученных лиц. Тем не менее установлен дозовый предел — 1 мЗв, и превышение его нередко воспринимается населением как угроза жизни.

В-третьих, неадекватное восприятие обществом позиции наиболее авторитетных организаций по таким ключевым вопросам, как надежность системы защиты нынешнего и последующих поколений, оценка последствий крупных радиационных аварий, в том числе чернобыльской.

Оценка последствий аварии на Чернобыльской АЭС

Ярким примером трудности адекватного восприятия общественностью информации о радиационных рисках является отношение к результатам таких беспрецедентно крупных международных экспертиз последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС, как Международный чернобыльский проект [9], Чернобыльский форум [10], Доклад НКДАР ООН (2000 г.) [11], Отчет по заказу ПРООН и ЮНИСЕФ о гуманитарных последствиях аварии на Чернобыльской АЭС (2002 г.) [12].

Одна из первых инициатив в проведении международной научной экспертизы радиологических последствий чернобыльской аварии для населения Европы принадлежала ВОЗ. Уже в августе 1986 г. в Вене состоялась первая международная конференция по анализу причин аварии и оценке ее последствий, организованная по инициативе МАГАТЭ. На конференции советскими специалистами были представлены первые прогнозные оценки по радиогенным онкологическим заболеваниям. В 1988 г. на международной конференции в Киеве эти оценки были детализированы.

Следующий опыт международной экспертизы относится к 1989–1991 гг., когда МАГАТЭ по просьбе Правительства СССР организовало Международный чернобыльский проект. Перед авторитетными зарубежными экспертами были поставлены задачи оценки истинных масштабов загрязнения территории, доз облучения, фактических и потенциальных последствий облучения для здоровья и эффективности защитных мер. Основные выводы международной экспертизы по последствиям для здоровья, представленные в докладе Международного консультативного комитета Международного чернобыльского проекта, были следующими:

- будущее увеличение числа всех раковых заболеваний или наследственных изменений по сравнению с естественным уровнем будет настолько мало, что его трудно будет статистически определить даже при широкомасштабных и хорошо организованных эпидемиологических исследованиях;

- в будущем возможно статистически определяемое увеличение случаев возникновения опухолей щитовидной железы.

В апреле 1996 г. в Вене была проведена следующая международная конференция «Десять лет после Чернобыля: что мы действительно знаем?» [13]. Конференцию организовали Европейская комиссия, МАГАТЭ и ВОЗ для анализа первых результатов широкомасштабных эпидемиологических исследований. По итогам конференции международное научное сообщество пришло к выводу, что собственно радиологические последствия аварии сравнительно невелики, а основной ущерб обществу связан с гипертрофированным восприятием радиационной опасности и неадекватным управлением чрезвычайной ситуацией.

Этот базовый вывод подтвержден в отчете НКДАР от 2000 г., а позднее — в документах Чернобыльского форума, суммировавших результаты исследований за период после 2000 г.

В начале 2003 г. МАГАТЭ выступило с инициативой проведения Чернобыльского форума, исходя из необходимости консолидации позиций всех институтов общества по последствиям Чернобыля на научной основе. Актуальность этого шага была обусловлена еще и тем обстоятельством, что в общественном мнении на почве регулярных сенсаций начала 1990-х гг. сложились определенные мифы о чудовищных радиологических последствиях Чернобыля, и это препятствовало восприятию общественностью объективных научных данных. Инициативу поддержали другие организации ООН: Организация по вопросам продовольствия и сельского хозяйства (ФАО), Бюро по координации гуманитарной деятельности, Программа развития, Программа по окружающей среде, НКДАР ООН, ВОЗ, а также Всемирный банк и компетентные органы Республики Беларусь, Российской Федерации и Украины.

Основная идея форума — оценить медицинские, экологические и социально-экономические последствия Чернобыля спустя 20 лет после катастрофы. Для подготовки итогового документа была создана международная группа ученых и специалистов (более 100 человек), которая в течение 2003—2005 гг. провела ряд рабочих совещаний для выработки объективных (научно обоснованных) оценок последствий крупнейшей техногенной катастрофы.

На состоявшемся 6—7 сентября 2005 г. в Вене Чернобыльском форуме особое место в обсуждении и итоговом документе заняли основные результаты и выводы проведенных в Беларуси, Российской Федерации и Украине крупномасштабных радиационно-эпидемиологических исследований.

В основных выводах Чернобыльского форума говорится:

«1. Чернобыльская авария в 1986 г. была самой тяжелой ядерной аварией в истории мировой атомной промышленности. Вследствие огромного выброса радионуклидов она стала и крупнейшей радиационной аварией. Однако с годами, по мере снижения уровней излучения и накопления гуманитарных последствий, на первое место постепенно вышли тяжелая социально-экономическая депрессия пострадавших районов Беларуси, России и Украины и серьезные психологические проблемы их населения и аварийных работников.

2. Из более чем 700 тысяч аварийных работников и пяти миллионов жителей загрязненных районов Беларуси, России и Украины большинство получило небольшие уровни облучения, сравнимые с природным радиационным фоном, без видимых последствий для здоровья.

Исключение составляют несколько сот аварийных рабочих, получивших высокие дозы; из их числа около 50 человек умерли от лучевой болезни и ее последствий. Всего ожидается, что радиация станет причиной преждевременной смерти около 4000 человек из числа 600 000 человек, подвергшихся наибольшему облучению после чернобыльской аварии.

Другой группой пострадавших от радиации являются дети и подростки, получившие в 1986 г. значительные дозы в щитовидной железе вследствие потребления молока, содержащего радиоактивный йод. Всего в 1992—2003 гг. зарегистрировано около 4000 случаев рака щитовидной железы в этой популяции; более 99% их успешно вылечены.

3. Уровни излучения в окружающей среде снизились с 1986 г. в сотни раз вследствие природных процессов и защитных мер, благодаря чему большинство ранее заг-

рязненных территорий безопасны для проживания и хозяйственной деятельности. Однако в 30-километровой зоне вокруг ЧАЭС и на отдельных участках местности в Беларуси, России и Украине ограничения землепользования сохранятся на предстоящие десятилетия...» [10].

В отношении Чернобыля важна и принципиальная позиция российских ученых. Научные знания и опыт в области обеспечения радиационной безопасности в значительной мере оказались востребованы в ходе преодоления последствий чернобыльской катастрофы. Решающий вклад в смягчение последствий аварии внесли научные коллективы под руководством таких ведущих ученых, как Ю.А. Израэль (загрязнение окружающей среды), Л.А. Ильин, П.В. Рамзаев (радиационная защита населения) и Р.М. Алексахин, Г.Н. Романов (защитные меры в сельском хозяйстве). Однако высокий научный потенциал, накопленный в отдельных отраслях знаний, был востребован не всегда, а иногда и игнорировался при принятии решений по защите населения. В наибольшей степени это проявилось в 1990–1991 гг. при формировании законодательства, регулирующего вопросы преодоления последствий аварии на Чернобыльской АЭС.

Круг научных и практических организаций, занимавшихся различными аспектами радиационной безопасности, существенно расширился после чернобыльской аварии. В первую очередь следует отметить появление многих научных центров и лабораторий в различных странах, в том числе в России, на Украине и в Беларуси.

Интенсификация научных исследований дала определенные плюсы, однако и породила проблемы. Не имея соответствующей научной школы, новые коллективы стали практиковать упрощенный подход к оценке радиологических эффектов: без должной контрольной группы, без комплексного анализа воздействующих на здоровье факторов, но зато с громким результатом и поводом для заявок на новое финансирование. В большинстве случаев полученные подобным образом данные после тщательного анализа отвергались авторитетными научными организациями. Тем не менее они обычно успевали стать достоянием публики, дезориентируя общественность и руководителей государств.

После аварии новый научный центр был создан и в системе Академии наук СССР. Ныне это Институт проблем безопасного развития атомной энергетики – ИБРАЭ РАН.

На оценку радиоэпидемиологических последствий Чернобыля был ориентирован Медицинский радиологический научный центр РАМН. На его базе создан Национальный радиационно-эпидемиологический регистр, в котором собрана информация о состоянии здоровья почти 600 тыс. лиц, подвергшихся радиационному воздействию.

Работы этих коллективов позволили накопить и систематизировать уникальную информацию по последствиям крупной радиационной аварии для окружающей среды и человека. За прошедшие годы собран огромный фактический материал по радиологическим, медицинским, экологическим, демографическим, социально-экономическим последствиям аварии. Выполнен также беспрецедентно большой объем научных исследований.

Надо отметить, что в нашей стране еще задолго до Чернобыльского форума были сделаны важнейшие выводы относительно последствий аварии. В этой связи представляют интерес некоторые из основных выводов научного симпозиума, состоявшегося спустя 15 лет после аварии в Российской академии наук [14].

ВЫВОДЫ СИМПОЗИУМА

«Пятнадцать лет после Чернобыля: уроки, оценки и перспективы»
25 апреля 2001, Москва

Сегодня, спустя 15 лет, прошедших после аварии на четвертом блоке Чернобыльской АЭС, многое из того, что было неясным и спорным в начальный период, можно уверенно установить на основе накопленных объективных научных данных. Это касается и причин, и последствий аварии, и предпринятых мер защиты населения и окружающей природной среды, и прогнозов на будущее. За годы после аварии собран огромный фактический материал по радиологическим, медицинским, экологическим, демографическим, социально-экономическим последствиям аварии. Выполнен беспрецедентно большой объем научных исследований по различным аспектам чернобыльской проблемы.

Результаты изучения последствий аварии, представленные в докладах на симпозиуме, а также научные исследования, опубликованные в последние годы, в том числе оценки международных организаций (Научного комитета по действию атомной радиации ООН, Всемирной организации здравоохранения, Международной комиссии по радиационной защите, Международного агентства по атомной энергии и др.), позволяют сделать следующие выводы.

1. Радиационная обстановка

Завершено изучение радиационной обстановки на территориях, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате аварии на Чернобыльской АЭС. Подготовлены и изданы атласы радиоактивного загрязнения территории в различных масштабах.

За прошедшие после аварии годы практически нормализовалась радиационная обстановка в 12 субъектах Российской Федерации (Белгородской, Воронежской, Курской, Липецкой, Ленинградской, Пензенской, Рязанской, Смоленской, Тамбовской, Ульяновской областях и Республике Мордовии). Средняя годовая доза дополнительного облучения населения на этих территориях не превышает 1 мЗв, т. е. по радиационному фактору не требуется проведение каких-либо защитных мероприятий и нет ограничений на режим проживания и хозяйственной деятельности.

В загрязненных районах Брянской, Калужской, Орловской и Тульской областей наблюдаются повышенные уровни мощностей доз внешнего облучения и концентраций радионуклидов в объектах окружающей среды. Однако и в этих районах они не приводят к облучению в дозах, превышающих один миллизиверт. Исключение составляют юго-западные районы Брянской области и ряд районов Калужской области, где годовые дозы дополнительного облучения населения превышают 1 мЗв, что в соответствии с действующим законодательством требует проведения комплекса защитных мероприятий. В настоящее время основной вклад в дозу облучения населения вносит потребление загрязненных продуктов питания. Проведенный комплекс мероприятий в сельском хозяйстве позволил в значительной мере снизить содержание радиоактивных веществ в сельхозпродукции.

Введенные в 1998 году новые санитарные правила на содержание радиоактивных веществ в пищевых продуктах существенно ужесточили допустимые концентрации радионуклидов. В этих условиях в Брянской, Калужской, Тульской и Орловской областях без проведения специальных мероприятий в аграрном секторе сохраняется вероятность производства сельхозпродукции, не отвечающей действующим санитарным нормам и правилам.

2. Медицинские последствия

Для изучения медицинских последствий и анализа состояния здоровья граждан, подвергшихся радиационному воздействию, с 1986 г. в стране ведется Российский государственный медико-дозиметрический регистр. На 1 января 2001 года Регистр содержит индивидуальную медико-дозиметрическую информацию на более чем 570 тысяч человек.

Фактические данные Регистра, представленные первым заместителем министра здравоохранения Г.Г. Онищенко и академиком РАМН А. Ф. Цыбом, свидетельствуют о том, что радиационное воздействие обусловило увеличение заболеваемости лейкозами среди ликвидаторов,

а также раком щитовидной железы у детей, что в достаточной степени подтверждает прогноз заболеваемости, сделанный в первые годы после аварии.

В 1992–1995 годах, т. е. после окончания латентного (скрытого) периода, было зарегистрировано примерно двойное увеличение частоты заболеваемости лейкозами среди ликвидаторов над спонтанным уровнем. В последние годы наблюдения (1996–2000 годы) частота вновь выявленной заболеваемости лейкозами среди ликвидаторов уменьшается. Всего среди ликвидаторов выявлено 145 лейкозов, из которых 50 случаев следует считать радиационно-обусловленными.

Кроме того, у ликвидаторов наблюдается повышение заболеваемости раком щитовидной железы. Из 55 выявленных случаев заболевания 12 отнесены к воздействию радиационного фактора.

На основе прямых эпидемиологических методов не обнаружено превышения частоты заболеваемости ликвидаторов другими видами онкологических заболеваний, так называемыми солидными раками, над спонтанным уровнем. Эта ситуация также прогнозировалась ранее.

Зафиксирован серьезный рост темпов выхода на инвалидность ликвидаторов: за период с 1991 по 1994 год – в 6,6 раза, с 1994 по 1997 год – в 1,6 раза.

Отсутствие зависимости частоты выхода на инвалидность от полученной дозы указывает на социальную обусловленность этого явления.

Показатель смертности ликвидаторов от всех причин, включая онкологические заболевания, не превышает аналогичного показателя для мужского населения страны.

Подтвердился неблагоприятный прогноз по раку щитовидной железы. Особенно быстрые темпы роста заболеваемости раком щитовидной железы выявлены среди детей (на момент аварии). В Брянской области в этой когорте 170 случаев рака щитовидной железы, из которых около 55 с высокой вероятностью обусловлено радиационным воздействием инкорпорированного радиойода. В других регионах, где также было отмечено повышение заболеваемости раком щитовидной железы среди детей, зависимость частоты заболеваемости от дозы не установлена. Отсутствие дозовой зависимости характерно и для заболеваемости раком щитовидной железы взрослого населения. В этом случае могли проявиться эффекты скрининга, то есть повышение показателя заболеваемости за счет улучшения диагностики.

Лейкозы – это «индикатор» роли радиационного фактора. Сравнение показателя заболеваемости лейкозами жителей 7 наиболее загрязненных районов Брянской области и населения страны в целом не выявило их значимого отличия.

Среди населения, проживающего на радиоактивно загрязненных территориях, рост заболеваемости солидными раками, имеющими более длительный латентный период (примерно 20–30 лет), к настоящему времени также не установлен.

Принципиально важно, что не зарегистрировано увеличения наследственных заболеваний или врожденных пороков развития, связанных с радиационным воздействием.

Медицинские последствия аварии не исчерпываются чисто радиологическими. Среди других важных факторов, во-первых, отметим многолетний стресс, которому подвергается и население, и ликвидаторы. Во-вторых, зачастую более низкий по сравнению с другими регионами уровень жизни населения на загрязненных территориях. Именно это в значительной мере определило негативные медико-демографические последствия чернобыльской аварии.

Российские специалисты подтверждают базовый вывод Научного комитета по действию атомной радиации ООН о том, что в отношении здоровья большинства людей, связанных с Чернобылем, должны преобладать благоприятные прогнозы.

Вне зависимости от причин выявленные факты повышения заболеваемости являются прямым ориентиром для действий практического здравоохранения.

3. Социально-экономическая защита и реабилитация населения и территорий

Чернобыльская авария породила немало серьезных проблем, затронувших миллионы людей, в том числе в социально-экономической сфере. Меры социальной защиты определены Законом Российской Федерации «О социальной защите граждан, подвергшихся воздействию радиации вследствие катастрофы на Чернобыльской АЭС». Отсутствие дифференциации и соразмерности социальных гарантий полученному ущербу потребовало внесения изменений в

действующее законодательство. Принятый 1 декабря 2000 года Федеральный закон вводит новые положения, направленные на повышение адресности и совершенствование механизма реализации социальных льгот и компенсаций. Вступление федерального закона в силу позволит улучшить материальное положение почти 80% инвалидов-чернобыльцев.

В целом восприятие последствий аварии обществом неадекватно масштабу ее реальных радиологических последствий. В этих условиях потребность в активной реализации комплекса мер медицинской, социально-психологической и социально-экономической реабилитации по-прежнему высока.

4. Безопасность АЭС и аварийное реагирование

Уже в первые годы после аварии все реакторные установки, аналогичные чернобыльскому типу, были модернизированы. По показателям эксплуатационной безопасности (надежность оборудования и отсутствие ошибок персонала) атомная энергетика России в последние годы устойчиво держит одно из ведущих мест в мире. Задача поддержания и повышения достигнутого уровня безопасности АЭС остается важнейшим приоритетом атомной энергетики России.

Уроки Чернобыля показали чрезвычайную важность наличия эффективной системы комплексного реагирования при авариях и инцидентах на ядерно и радиационно опасных объектах, включая своевременное и объективное информирование населения. Ядром этой системы должны быть центры научно-технической поддержки принятия решений по защите населения.

Симпозиум констатирует:

Значительные успехи российской науки, и прежде всего успехи российских ученых-медиков, представивших убедительные научные данные об отдаленных эффектах облучения населения и участников работ по ЛПА, получивших значимые дозовые нагрузки в 1986–1987 годах.

Серьезный прогресс, наблюдающийся в области совершенствования системы аварийного реагирования, который достигнут благодаря усилиям МЧС России, Минатома России и Российской академии наук, министерств здравоохранения и сельского хозяйства, Росгидромета и других ведомств, входящих в российскую систему чрезвычайных ситуаций.

Симпозиум поставил перед научным сообществом важные задачи, решение которых представляется принципиально важным для устойчивого и экологически безопасного развития России:

- выработка научно обоснованной стратегии сохранения окружающей природной среды для будущих поколений при развитии современных технологий. И что не менее важно, практическая реализация этой стратегии в законодательстве и соответствующих механизмах государственного регулирования и управления;
- развитие и углубление фундаментальных исследований в области безопасности новых технологий.

Таким образом, на сегодняшний день можно констатировать, что основной урон нанесли людям факторы, не связанные с радиацией, такие как хронический психологический стресс, нарушение привычного уклада жизни, ограничение хозяйственной деятельности и связанные с аварией материальные потери. Наиболее актуальным является сегодня повышение адресности оказания социальной помощи ликвидаторам и населению, затронутому аварией, и реализация тех мер в области медицинской, экономической и социально-психологической реабилитации, которые показали наибольшую эффективность [14, 15].

1.2. Организация обеспечения ядерной и радиационной безопасности в СССР и России

В силу чрезвычайной секретности, характерной для СССР в целом, и ядерной оборонной программы в особенности, вопросы обеспечения ядерной и радиационной безопасности на протяжении нескольких десятилетий также являлись закрытой сферой деятельности. Однако закрытость совсем не означала невнимание к данным проблемам.

Государственное управление использованием атомной энергии

Высокий уровень и специфичность требований, предъявляемых к проектированию и сооружению объектов атомной промышленности, предопределили на первом этапе сосредоточение всех выполняемых работ в Первом главном управлении при Совете Министров СССР. В короткие сроки была создана научная база, проектные, конструкторские и строительные организации, промышленные предприятия. В стране возникла новая отрасль народного хозяйства во главе с Министерством среднего машиностроения СССР.

В сфере ядерного оружейного комплекса и ядерного топливного цикла России на протяжении всей истории управление осуществлялось из одного органа — Минсредмаша, Минатома, Росатома. При этом на протяжении нескольких первых десятилетий наращивание темпов производства ядерных материалов и другой оборонной продукции было главной целью органов государственного управления. Мощности по наработке и выделению плутония, обогащению урана, производству топлива для реакторов различного назначения наращивались высокими темпами. Производство и накопление делящихся материалов подстегивала, главным образом, гонка вооружений. Масштабы работ с ядерными материалами и дефицит времени на разработку технологий и создание производств были предпосылками аварий.

Ядерные аварии, произошедшие в 1953–1958 гг. на ряде предприятий атомной отрасли, в том числе в Челябинске-40 (ныне ПО «Маяк»), заставили всерьез рассмотреть проблему ядерной безопасности при работе с делящимися материалами, и уже в 1958 г. по инициативе И. В. Курчатова в Физико-энергетическом институте была создана лаборатория ядерной безопасности, на которую были возложены следующие задачи:

1) экспериментальное определение критических параметров ядерных материалов (урана-235 с обогащением 5; 10; 90% и плутония-239), находящихся в виде сфер, цилиндров, параллелепипедов и других форм. Всего было исследовано более 5000 критических масс;

2) расчетно-экспериментальное определение критических параметров делящихся материалов в промышленном оборудовании и определение безопасных параметров оборудования различной геометрии и конструкции;

3) разработка норм и правил по ядерной безопасности отраслевого и федерального уровня, заключений по ядерной безопасности действующих и проектируемых установок;

4) проверка состояния ядерной безопасности предприятий;

5) исследования в области приборных методов и средств контроля параметров ядерной безопасности.

Ядерная безопасность развивалась как самостоятельная научно-практическая дисциплина, охватывающая весь комплекс обращения с ядерными материалами на радио-

химических и химико-металлургических заводах, заводах по разделению изотопов урана и производству ядерного топлива для реакторов, при хранении и транспортировке свежего и облученного топлива на АЭС, плавбазах атомного флота, в НИИ.

27 июня 1954 г. состоялся пуск первой в мире атомной электростанции в г. Обнинске. Ее мощность по современным меркам была невелика — всего 5 тыс. кВт, однако достаточна, чтобы на практике подтвердить правильность научных и технических решений, примененных в проекте, и обосновать переход к крупномасштабному внедрению АЭС в энергетику.

Исторически сложилось так, что эксплуатация первой АЭС (она имела статус опытно-промышленного объекта), построенной в Обнинске, осуществлялась Министерством среднего машиностроения СССР. Такое положение сохранялось вплоть до полного прекращения ее работы. В систему Минсредмаша вошли еще две атомные станции, на которых были построены и введены в работу головные энергоблоки с реакторами РБМК-1000 (Ленинградская АЭС) и РБМК-1500 (Игналинская АЭС). Управление эксплуатацией этих станций осуществлялось специалистами Минсредмаша.

Вплоть до 1966 г. управление атомной промышленностью и обеспечение ядерной и радиационной безопасности полностью замыкалось на отраслевых структурах Минсредмаша. При этом зачастую единственными надзорными органами являлись организации Третьего главного управления Министерства здравоохранения СССР и специальной прокуратуры.

Управление эксплуатацией всех других АЭС было поручено Министерству энергетики и электрификации СССР. Атомная энергетика стала подотраслью крупной электроэнергетической отрасли со всеми вытекающими отсюда (типовыми для обычных электростанций) условиями функционирования, такими, например, как безусловное выполнение указаний диспетчерских служб, участие АЭС в регулировании частоты и мощности в энергосистеме.

В Минэнерго СССР в 1966 г. было образовано Главное управление по эксплуатации атомных электростанций — Главатомэнерго.

Для обеспечения реализации обширных планов строительства крупных АЭС в составе Министерства энергетики и электрификации СССР в 1970 г. было образовано специализированное подразделение — Главатомэнергострой.

В состав этого подразделения из других главков министерства передали ряд строительно-монтажных организаций, расположенных в районах будущего строительства АЭС. Большинство организаций, кроме управлений строительства Нововоронежской и Кольской АЭС, не были связаны с атомной тематикой. Впоследствии эта структура совершенствовалась, меняла название, пока не была упразднена в связи с передачей АЭС в Министерство атомной энергетики СССР.

В середине 1970-х гг. в целях совершенствования организационной структуры министерств и ведомств, повышения заинтересованности в результатах управленческой деятельности было принято решение о создании в министерствах всесоюзных промышленных объединений (ВПО), обладавших большой хозяйственной самостоятельностью. В соответствии с этим решением в 1976 г. на базе Главатомэнерго Минэнерго СССР было образовано ВПО «Союзатомэнерго».

Все действующие и строящиеся атомные электростанции (кроме первой, Ленинградской, Игналинской, Ровенской и Крымской АЭС) вошли в состав ВПО «Союзатомэнерго». Объединение решало две главные задачи — обеспечивало производство электроэнергии и выполняло функции заказчика по строительству атомных станций. Вопросы строительства АЭС и ввода их в действие постоянно находились под пристальным контролем

директивных органов и практически постоянно обсуждались на заседаниях у заместителей Председателя Совета Министров СССР, курировавших энергетику.

В Минсредмаше были сосредоточены все предприятия и организации, от которых в решающей степени зависела надежная и безопасная работа АЭС. В первую очередь это Институт атомной энергии имени И.В. Курчатова и Физико-энергетический институт, осуществлявшие научное руководство проектами; опытно-конструкторское бюро «Гидропресс», Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники, Особое конструкторское бюро машиностроения – главные конструкторы ядерных реакторов. В составе Минсредмаша функционировали первая специализированная надзорная организация Госатомнадзор и Межведомственный технический совет по атомным электростанциям, который возглавлял академик А.П. Александров.

В Минэнерго СССР таких организаций не было, поэтому вся работа по обеспечению надежной и безопасной работы АЭС осуществлялась в постоянном взаимодействии со специализированными организациями Минсредмаша, без участия которых было невозможно решить ни одного технического вопроса.

В системе Минэнерго СССР тоже стали создавать предприятия атомно-энергетического профиля. В 1979 г. был организован Всесоюзный научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций (ВНИИАЭС). В 1983 г. создали два производственных объединения – Атомэнергоналадка и Атомэнергоремонт. Все три организации входили в состав ВПО «Союзатомэнерго» на правах производственных объединений и обладали высоким уровнем хозяйственной самостоятельности.

Как считает большинство экспертов, фундаментальной причиной, приведшей к чернобыльской аварии, стало решение о передаче почти всех АЭС из ведения Минсредмаша в ведение Минэнерго. В результате атомная энергетика страны оказалась фактически оторванной от своей сырьевой, производственной и кадровой базы, от накопленного десятилетиями производственного опыта работы на ядерно опасных предприятиях, а руководство АЭС из рук профессионалов-атомщиков перешло в руки, по существу, случайных для атомной отрасли людей.

После чернобыльской аварии в управлении атомной энергетикой начались поиски новых структурных образований, направленных на повышение безопасности эксплуатации АЭС. 21 июля 1986 г. было создано Министерство атомной энергетики СССР, которому передали все действующие и строящиеся АЭС, а также проектные, наладочные, ремонтные и другие организации, выполнявшие заказы для атомной энергетики. Возглавил Минатомэнерго Н.Ф. Луконин, работавший директором Игналинской АЭС. В том же году ликвидировали ВПО «Союзатомэнерго».

Летом 1989 г. Минсредмаш и Минатомэнерго преобразовали в единое Министерство атомной энергетики и промышленности во главе с В.Ф. Коноваловым. В январе 1992 г. было создано Министерство Российской Федерации по атомной энергии, которое возглавил В.Н. Михайлов.

В 1992 г. президентским указом в рамках Минатома России была создана организация, эксплуатирующая атомные станции, – концерн «Росэнергоатом». Концерн стал эксплуатирующей организацией восьми АЭС с 24 энергоблоками. Самостоятельной эксплуатирующей организацией являлась Ленинградская АЭС с четырьмя энергоблоками, подчинявшаяся непосредственно Минатому России.

В.Н. Михайлова на посту министра Российской Федерации по атомной энергии в марте 1998 г. сменил Е.О. Адамов, с марта 2001 г. этот пост занимал А.Ю. Румянцев. В соответствии с Указом Президента Российской Федерации от 9 марта 2004 г. № 314

«О системе и структуре федеральных органов исполнительной власти» Минатом России был упразднен, а его функции перешли к вновь созданному Федеральному агентству по атомной энергии (Росатом). В ноябре 2005 г. руководителем Росатома был назначен С.В. Кириенко.

Таким образом, в области управления использованием атомной энергии в сфере энергетики наблюдалась серьезная эволюция, сопровождавшаяся как попытками разделения управления атомной энергетикой и промышленностью, так и их объединением.

Медико-санитарное обеспечение атомной промышленности

Функционирование всех предприятий атомной промышленности сопровождалось буквально с первых шагов кропотливой и самоотверженной работой медиков и других специалистов в области радиационной медицины, дозиметрии и радиационной гигиены. Для этого было создано специальное Третье главное управление при Министерстве здравоохранения СССР (ныне Федеральное медико-биологическое агентство), в состав которого входили медико-санитарные части, промсанлаборатории и крупные научные организации.

В определенный, главным образом стартовый, этап работы первых предприятий отрасли безусловным приоритетом являлся выпуск оборонной продукции. В совокупности с отсутствием опыта обеспечения радиационной безопасности это привело к значимому количеству профессиональных заболеваний. Однако уже к концу 1950-х гг. радиационная безопасность персонала обеспечивалась на высоком уровне. Совершенствовалась диагностика, разрабатывались и внедрялись новые методы лечения. Опыт расследований аварийных ситуаций различного типа, длительные клинические наблюдения за пострадавшими упрочили позиции медиков. В те же ранние годы была создана основа ведения регистров не только профессионалов атомной отрасли, но и их потомков [16–19].

В 1967 г. были введены новые нормы радиационной безопасности, которые в целом соответствовали рекомендациям МКРЗ. В последующем национальная система радиационной защиты эволюционно развивалась в русле принятых в мире подходов. Определяющую роль в развитии системы обеспечения радиационной безопасности играла Национальная комиссия по радиационной защите СССР, которую на протяжении многих лет возглавлял академик РАМН Л.А. Ильин; в наши дни ее преемницей стала Российская научная комиссия по радиационной защите, возглавляемая академиком РАМН А. Ф. Цыбом. В настоящее время приняты «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)», утвержденные постановлением главного санитарного врача Российской Федерации Г. Г. Онищенко. Администрирование деятельности осуществлялось параллельно по линии Государственной санитарной службы Минздрава СССР (ныне эти функции осуществляет Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека – Роспотребнадзор) и по линии Третьего главного управления того же ведомства в части атомной и ряда других отраслей промышленности и населения закрытых территорий (в настоящее время продолжателем деятельности Третьего главного управления при Министерстве здравоохранения СССР стало Федеральное медико-биологическое агентство, некоторое время функционировавшее как Медбиоэкстрем – Федеральное управление медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации).

Государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии и надзор за ее обеспечением

В ноябре 1973 г. постановлением Совета Министров СССР при Государственном комитете по использованию атомной энергии СССР была создана Государственная инспекция по ядерной безопасности СССР. Лаборатория ядерной безопасности Физико-энергетического института стала головной организацией по исследованию и обновлению ядерной безопасности. Вскоре она была преобразована в Отдел ядерной безопасности, который и сейчас осуществляет научно-техническое обеспечение ядерной безопасности установок России.

С этого времени началась большая работа по разработке и внедрению нормативно-технической документации по ядерной безопасности. Были разработаны правила ядерной безопасности по хранению, транспортировке, переработке делящихся веществ; правила ядерной безопасности для критстендов, исследовательских реакторов, АЭС, подкритических стендов; отраслевые правила ядерной безопасности для заводов, производящих обогащенный уран, свежее ядерное топливо, слитки металлического урана и плутония, перерабатывающих облученные твэлы и блоки. Всего было разработано более 15 правил по ядерной безопасности.

Начали также планомерно проводиться инспекционные проверки состояния ядерной безопасности предприятий ядерного комплекса и ядерных энергетических и исследовательских установок.

Однако вплоть до 1983 г. в области использования атомной энергии в стране не существовало органа, созданного специально для государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности, включая осуществление контроля и надзора за безопасным ведением работ на объектах атомной энергетики. Основные функции надзора за ядерной безопасностью были возложены на Государственную инспекцию по ядерной безопасности СССР (Госатомнадзор) Министерства среднего машиностроения (Государственного комитета по использованию атомной энергии СССР). Контроль и надзор за технической безопасностью на объектах атомной энергетики являлся компетенцией Государственного комитета СССР по надзору за безопасным ведением работ в промышленности и горному надзору (Госгортехнадзор СССР).

В функции этого органа в сфере атомной энергетики входили осуществление государственного надзора за технической безопасностью при сооружении и эксплуатации атомных станций, а также при изготовлении и эксплуатации оборудования для них; регистрация объектов атомной энергетики, выдача разрешений на их эксплуатацию, а также выдача разрешений на право изготовления, монтажа и ремонта оборудования для объектов атомной энергетики. Кроме того, Госгортехнадзор осуществлял контроль за разработкой и совершенствованием действующих правил и норм технической безопасности в атомной энергетике.

В связи с количественным ростом объектов атомной энергетики и особым значением обеспечения безопасного режима их работы в 1983 г. был создан новый функциональный орган — Государственный комитет по надзору за безопасным ведением работ в атомной энергетике (Госатомэнергонадзор СССР), в специальное ведение которого была выделена контрольно-надзорная деятельность в сфере атомной энергетики. К сожалению, создание этого органа не смогло повлиять на предотвращение чернобыльской аварии, поскольку он еще только формировался. Однако, как отмечают специалисты, уже по итогам анализа причин чернобыльской аварии специально созданной МАГАТЭ для этого группой INSAG и самим Госатомэнергонадзором СССР

стала очевидной непригодность старых подходов к обеспечению безопасности АЭС и надзора за ней. Тем не менее впервые спустя почти 30 лет после пуска в Советском Союзе первой в мире атомной электростанции в области использования атомной энергии был создан относительно независимый надзорный орган. Следует отметить, что с момента своего создания и до начала 1990-х гг. этот орган имел весьма ограниченную сферу регулирования, включавшую в себя использование атомной энергии исключительно в мирных целях. Госатомэнергонадзор осуществлял надзор за такими предприятиями, как атомные электростанции и специализированные комбинаты «Радон», не вмешиваясь в деятельность, каким-либо образом связанную с обороной.

Эта деятельность была полностью поднадзорна Министерству среднего машиностроения СССР (в части создания ядерных боеприпасов для ядерного оружия) и Министерству обороны СССР (в части эксплуатации ядерных боеприпасов и ядерного оружия), в составе которых имелись соответствующие инспекционные подразделения, осуществлявшие ведомственный надзор за безопасностью.

В 1989 г. в результате реорганизации системы органов государственного управления в СССР оба комитета были объединены в единый для всей промышленности страны орган надзора – союзно-республиканский Комитет СССР по государственному надзору за безопасным ведением работ в промышленности и атомной энергетике (Госпроматомнадзор СССР). Ему был поручен надзор за безопасным ведением работ на атомных электростанциях и судах морского флота с ядерными энергетическими установками. Все остальные работы в области использования атомной энергии остались под ведомственным надзором Минсредмаша СССР.

После распада Советского Союза в 1991 г. был образован Госатомнадзор России.

В начале 1990-х гг. полномочия Госатомнадзора (теперь уже не союзного, а российского) были значительно расширены, и из надзорного органа он стал в соответствии с международными рекомендациями и имеющимся зарубежным опытом превращаться в полноценный регулирующий орган с триадой необходимых в области регулирования ядерной и радиационной безопасности полномочий: по нормативному правовому регулированию, по лицензированию и по надзору и контролю, включая проведение инспекций и экспертиз, а также применение мер административного воздействия.

Первоначально это был Государственный комитет по надзору за ядерной и радиационной безопасностью при Президенте Российской Федерации (Госатомнадзор России). В соответствии с Положением о Госатомнадзоре России, утвержденным распоряжением Президента Российской Федерации от 5 июня 1992 г. № 283-рп, на него было возложено государственное регулирование и надзор за безопасным производством и использованием ядерных материалов, атомной энергии и радиоактивных веществ в мирных и оборонных целях. В дальнейшем при сохранении сокращенного названия «Госатомнадзор России» полное наименование этой структуры неоднократно изменялось, она постепенно была переведена из ведения президента в ведение правительства, а сфера ее деятельности была ограничена только мирным использованием атомной энергии.

Распоряжением Президента Российской Федерации от 26 июля 1995 г. № 350-рп был установлен государственный надзор за ядерной и радиационной безопасностью ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения, осуществляемый Министерством обороны Российской Федерации в лице Управления государственного надзора за ядерной и радиационной безопасностью (УГН ЯРБ Минобороны России). Причем вначале Минобороны России был передан надзор за ядерным оружием и ядерными энергетическими установками военного назначения, на-

ходящимися на боевом дежурстве, а затем, как и раньше, надзор за безопасностью всего цикла разработки, испытаний, эксплуатации и ликвидации ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения.

До 2002 г. неурегулированным оставался вопрос о том, какому органу поднадзорна деятельность по утилизации атомных подводных лодок — Госатомнадзору или Минобороны. 22 апреля 2002 г. Постановлением Правительства № 265 было утверждено новое Положение о Госатомнадзоре России, в котором уже отсутствовало всякое упоминание о регулировании им безопасности деятельности, связанной с ядерным оружием и ядерными энергетическими установками военного назначения.

Несмотря на проведенное перераспределение функций и полномочий в области регулирования ядерной и радиационной безопасности, сфера деятельности Госатомнадзора оставалась достаточно широкой по сравнению с его советским предшественником — Госатомэнергонадзором СССР. К 2004 г. это был находящийся в ведении правительства России Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности, который специальным указом президента был назначен органом государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности. Согласно положению на Госатомнадзор были возложены также полномочия регулирующего органа по Конвенции о ядерной безопасности.

В дальнейшем, в ходе проведения административной реформы, направленной в том числе на «сокращение административных ограничений в предпринимательстве и повышение эффективности государственного контроля и надзора, упорядочение лицензирования, проведения государственных экспертиз и других форм государственного регулирования административного характера... исключение избыточных и дублирующих функций органов исполнительной власти, организационное разделение правоустанавливающих функций, функций надзора и контроля и функций по управлению государственным имуществом и предоставлению государственных услуг», в соответствии с Указом Президента Российской Федерации от 9 марта 2004 г. № 314 «О системе и структуре федеральных органов исполнительной власти» были образованы новая система и структура федеральных органов исполнительной власти. Функции по выработке государственной политики и нормативно-правовому регулированию были возложены на федеральные министерства, функции контроля и надзора — на федеральные службы.

В результате указанной реформы системы и структуры федеральных органов исполнительной власти Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности был преобразован в Федеральную службу по атомному надзору. В последующем Указом Президента Российской Федерации от 20 мая 2004 г. № 649 «Вопросы структуры федеральных органов исполнительной власти» Госатомнадзор России был объединен с целым рядом других надзорных органов и создана Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор). Правда, на тот момент к Ростехнадзору практически в неизменном виде перешли все полномочия Госатомнадзора России в части регулирования ядерной и радиационной безопасности.

Несмотря на имеющийся отрицательный опыт слияния надзорных органов, результатом которого было снижение внимания к вопросам ядерной и радиационной безопасности (объединение Госатомэнергонадзора и Госгортехнадзора в Госпроматомнадзор СССР), вновь был создан объединенный надзорный орган, которому были вменены беспрецедентные по своему объему полномочия по атомному, техническому, энергетическому надзору, надзору за безопасностью гидросооружений, за произ-

водством и обращением взрывчатых веществ, строительному и даже экологическому надзору. Преобладающими здесь оказались неядерные направления надзорной деятельности, которым свойственны подходы к решению проблем безопасности, существенно отличающиеся от подходов, принятых в мировой практике для целей регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

Что касается сферы использования атомной энергии, то согласно Положению, утвержденному Правительством Российской Федерации 30 июля 2004 г. № 401, Ростехнадзор осуществлял функции по принятию нормативных правовых актов, контролю и надзору в сфере безопасности при использовании атомной энергии (за исключением деятельности по разработке, изготовлению, испытанию, эксплуатации и утилизации ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения). Кроме того, Ростехнадзор являлся, по положению, органом государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

Кроме того, служба осуществляла иные полномочия в установленной сфере деятельности, предусмотренные федеральными законами, нормативными правовыми актами Президента Российской Федерации или Правительства Российской Федерации.

Следующий этап реформирования атомного надзора России связан с очередным этапом реформирования системы и структуры федеральных органов исполнительной власти. Постановлением Правительства Российской Федерации от 29 мая 2008 г. № 404 «О Министерстве природных ресурсов и экологии Российской Федерации» Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору была передана в ведение упомянутого ведомства. С этого момента Ростехнадзор подведомственен Минприроды России, которое осуществляет контроль и надзор его деятельности. Сегодня, согласно Положению о Министерстве природных ресурсов и экологии Российской Федерации, уже оно является федеральным органом исполнительной власти, осуществляющим функции по выработке государственной политики и нормативно-правовому регулированию безопасности при использовании атомной энергии (за исключением деятельности по разработке, изготовлению, испытанию, эксплуатации и утилизации ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения). В сферу его компетенций также входит осуществление аналогичных функций в сфере охраны окружающей среды и государственной экологической экспертизы; изучения, использования, воспроизводства и охраны природных ресурсов; эксплуатации и обеспечения безопасности водохранилищ, водохозяйственных систем комплексного назначения и гидротехнических сооружений, безопасного ведения работ, связанных с пользованием недрами, и промышленной безопасности.

К ведению Минприроды России отнесено принятие в том числе следующих нормативных правовых актов в области использования атомной энергии:

- федеральных норм и правил в области использования атомной энергии;
- порядка выдачи разрешений на право ведения работ в области использования атомной энергии работникам объектов использования атомной энергии в соответствии с перечнем должностей, утвержденным Правительством Российской Федерации;
- требований к составу и содержанию документов, касающихся обеспечения безопасности объектов использования атомной энергии и (или) осуществляемой деятельности в области использования атомной энергии, необходимых для лицензирования деятельности в этой области, а также порядка проведения экспертизы указанных документов;

— порядка организации и осуществления надзора за системой государственного учета и контроля ядерных материалов.

Кроме того, Минприроды России осуществляет иные полномочия в установленной сфере деятельности, предусмотренные федеральными законами и нормативными правовыми актами Президента и Правительства Российской Федерации, а также «организует и в пределах своей компетенции обеспечивает выполнение обязательств, вытекающих из международных договоров Российской Федерации по вопросам, относящимся к сфере деятельности министерства».

За Ростехнадзором, согласно Положению о Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору, утвержденному Постановлением Правительства Российской Федерации от 29 мая 2008 № 404, оставлены полномочия по осуществлению функций по контролю и надзору в сфере безопасности при использовании атомной энергии, включая:

- соблюдение норм и правил в области использования атомной энергии;
- условия действия разрешений (лицензий) на право ведения работ в области использования атомной энергии;
- ядерную, радиационную, техническую и пожарную безопасность на объектах использования атомной энергии;
- физическую защиту ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- систему единого государственного учета и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов;
- соблюдение в пределах своей компетенции требований законодательства Российской Федерации в области обращения с радиоактивными отходами;
- выполнение международных обязательств Российской Федерации в области обеспечения безопасности при использовании атомной энергии.

Ростехнадзор осуществляет в соответствии с российским законодательством лицензирование деятельности в области использования атомной энергии, а также применяет предусмотренные законодательством Российской Федерации меры ограничительного, предупредительного и профилактического характера, направленные на недопущение и (или) пресечение нарушений юридическими лицами и гражданами обязательных требований в установленной сфере деятельности, и меры по ликвидации последствий указанных нарушений.

Как уже отмечалось, на Ростехнадзор возложены функции «по контролю и надзору в сфере безопасности при использовании атомной энергии». Однако Федеральным законом «Об использовании атомной энергии» [20] установлены функции по государственному регулированию безопасности при использовании атомной энергии, а не функции контроля и надзора. В настоящее время указанные функции по государственному регулированию безопасности при использовании атомной энергии с Ростехнадзора сняты, но ни на какую другую организацию не возложены. Исполнение полномочий регулирующего и компетентного органов в соответствии с международными конвенциями, ранее возлагавшееся на Ростехнадзор, также никому не передано.

* * *

Завершая экскурс в историю российских органов государственного регулирования безопасности использования атомной энергии, мы можем отметить те же, что и в области управления атомной энергетикой, попытки объединения функций регулиро-

вания и надзора, объединения и разъединения атомного и промышленного надзора. Очевидно, что наиболее оптимальные формы организации деятельности по государственному регулированию безопасности еще предстоит определить. Можно только предположить, что наличие реально независимого и авторитетного органа государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии позволило бы гораздо раньше создать правовую базу деятельности в области использования атомной энергии, которая исключала бы возможность принятия отложенных решений в области обращения с ОЯТ, РАО и вывода из эксплуатации. В этом плане основной орган управления использованием атомной энергии – Росатом в определенной мере консолидировался.

Утверждение 20 сентября 2008 г. Правительством Российской Федерации Программы деятельности Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на долгосрочный период (2009–2015 годы) является практическим шагом по реализации курса России на ускоренное масштабное развитие атомной отрасли для обеспечения геополитических интересов и энергетической безопасности страны, увеличения объемов производимой продукции, расширения производственных мощностей организаций отрасли и перехода к инновационным технологиям развития атомной энергетики.

1.3. Опыт создания правовых механизмов предотвращения накопления проблем в сфере ядерной и радиационной безопасности и их финансовое обеспечение

За более чем 60 лет использования атомной энергии накоплен значительный мировой опыт в области правового регулирования финансового обеспечения и разграничения сфер ответственности бизнеса и государства в данной области, в том числе с учетом их специфики.

Задачи безопасного обращения с ОЯТ и РАО от текущей деятельности, вывода ядерно и радиационно опасных объектов из эксплуатации и обращения с возникающими в процессе вывода из эксплуатации РАО являются технологически сложными и беспрецедентно длительными по времени. Длительность обеспечения надежной изоляции ОЯТ и ВАО от окружающей среды исчисляется многими тысячелетиями. Процесс вывода блока АЭС из эксплуатации, начинающийся после удаления ОЯТ из реактора, также зачастую растянут во времени. В оптимальном и финансово обеспеченном случае он может состоять из трех фаз:

1) подготовка блока к сохранению под наблюдением (5–6 лет) включает локализацию высокоактивного оборудования; консервацию оборудования, систем и строительных конструкций блока; демонтаж и удаление слабозагрязненного оборудования и систем блока; упаковку и организованное хранение образующихся РАО в хранилищах на промплощадке АЭС;

2) сохранение блока под наблюдением (в зависимости от проекта от 30 до 100 лет) включает эксплуатацию зданий, сооружений и оборудования при обеспечении режима сохранения под наблюдением; радиационный контроль и мониторинг промплощадки и окружающей среды;

3) ликвидация блока как радиационно опасного объекта (5–6 лет) включает полный демонтаж локализованного оборудования; перевод зданий и сооружений блока в состояние «не радиационный объект»; переработку и вывоз всех РАО в региональный могильник на захоронение; рекультивацию освободившейся территории промплощадки.

Таким образом, технологические особенности процессов обращения с ОЯТ и РАО и вывода из эксплуатации приводят к разрыву во времени между периодом фактического использования атомной энергии в коммерческих целях и периодом наибольших потребностей в финансировании соответствующих работ по обращению с ОЯТ, РАО и выводу из эксплуатации (рис. 1.3.1).

В этот период появляется потребность в наличии финансово-организационного механизма для защиты интересов государства и общества посредством накопления достаточных финансовых ресурсов для обеспечения долгосрочного обращения с ОЯТ и РАО, образующихся от текущей деятельности, и для проведения полного комплекса работ после прекращения коммерческого использования соответствующих ядерно- и радиационно опасных объектов.

Принцип «честности по отношению к будущим поколениям», или «исключения бремени на последующие поколения», подразумевает, что расходы по долгосрочному обращению с ОЯТ, РАО и выводу из эксплуатации должны нести те поколения, которые получали выгоду от деятельности соответствующих объектов. Для практического применения этого принципа страны создают механизмы специальных накопительных фондов или иные гарантирующие механизмы, обеспечивающие последующее финансирование работ. Различия в применяемых странами механизмах обусловлены сложностью и многовариантностью задачи финансового обеспечения безопасного долгосрочного обращения с ОЯТ и РАО и вывода из эксплуатации объектов. К примеру, в рамках концепции накопительных специальных фондов существует целый ряд подходов к наполнению их финансовыми ресурсами в части обеспечения вывода из эксплуатации [22]:

- накопление ресурсов через отчисления на протяжении всего жизненного цикла блока (ядерно и радиационно опасного объекта);
- накопление за более короткий срок (25–30 лет), чем ожидаемый срок полезной работы блока (частично решается проблема сохранения стоимости средств во времени);
- накопление через предварительные платежи в фонд, осуществляемые до ввода объектов в эксплуатацию;
- взнос в фонд необходимой суммы средств при начале процесса вывода из эксплуатации.

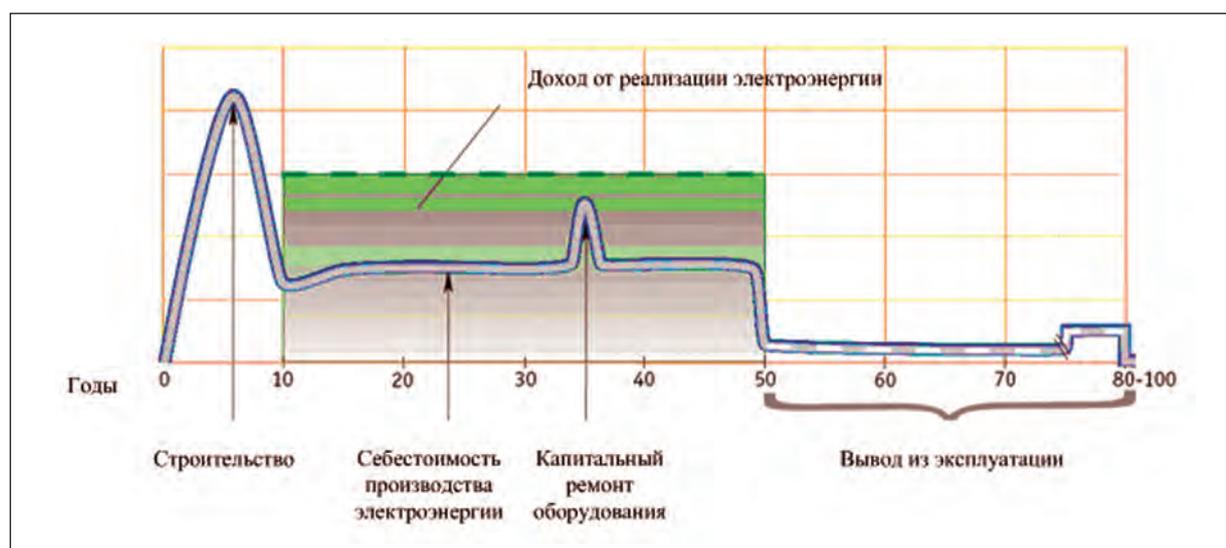


Рис. 1.3.1. Динамика денежных потоков на различных стадиях жизненного цикла энергоблоков АЭС [21]

Задача обеспечения наличия необходимых финансовых ресурсов и защиты интересов государства на столь протяженном временном интервале (до 100 лет) осложняется целым спектром как существующих, так и потенциально возможных специфических финансовых проблем:

- проблема безрискового сохранения стоимости денежных средств на больших временных интервалах;
- возможная недооценка фактического объема средств, который потребуется для строительства элементов инфраструктуры и проведения работ по долгосрочному обращению с ОЯТ, РАО и выводу объектов из эксплуатации;
- передача права собственности на ядерно и радиационно опасные объекты и/или ОЯТ и РАО без передачи соответствующего финансового обеспечения для последующего обращения и/или вывода из эксплуатации;
- преждевременное прекращение работы ядерно и радиационно опасных объектов (сокращается время, в течение которого проводились соответствующие отчисления в фонды);
- банкротство или затруднительное финансовое положение оператора установки/собственника объекта или владельца ОЯТ и РАО;
- проблема финансирования вывода из эксплуатации объектов, остановленных ранее ввода в действие соответствующих механизмов, и накопленных объемов ОЯТ и РАО (далее «накопленные проблемы»).

В работе [23] был проведен анализ международного законодательства (Великобритания, Швеция, Франция, Германия, США, Канада и Япония) и практики его применения в следующих разрезах:

- национальная стратегия и практика обращения с ОЯТ (захоронение, переработка, отложенные решения);
- национальная стратегия обращения с ВАО, включая наличие и планируемое строительство объектов окончательной изоляции;
- создание и функционирование механизмов финансирования (основа создания накопительных фондов, источники их пополнения, направления расходования, оценка достаточности средств фондов и размещение временно неиспользуемых средств) работ по долгосрочному обращению с ОЯТ, РАО и обеспечению вывода из эксплуатации остановленных ядерно и радиационно опасных объектов и механизм осуществления указанных работ (специализированная производственная организация);
- разделение ответственности государства и хозяйствующих субъектов в части финансирования решения накопленных проблем в сфере энергетики (кто и за что платит, источники финансирования);
- наличие дополнительной ответственности хозяйствующих субъектов (в случае недостаточности средств фонда или одного из хозяйствующих субъектов).

Результаты анализа, представленные в табл. 1.3.1, показывают существенное отставание уровня проработанности российской законодательной базы от уровня ведущих ядерных держав (рис. 1.3.2). В частности, до настоящего времени так и не создано законодательных основ для формирования накопительных фондов по долгосрочному обращению с ОЯТ и РАО, законодательно не определено понятие «ядерное наследие» и не урегулирован вопрос с финансированием работ по накопленным проблемам.

Принципиально важными представляются два обстоятельства:

- 1) в большинстве ядерных держав мира подобное законодательное разграничение ответственности в части последствий оборонной деятельности было проведено в 1970–1980-х гг.;

2) законодательное урегулирование вопросов финансирования долгосрочного обращения с ОЯТ и РАО от энергетической деятельности и создания соответствующих накопительных фондов произошло несколько позже. Как правило, компании-владельцы ОЯТ и РАО, накопленных в результате энергетической деятельности до момента принятия соответствующих регулирующих актов, обязывались финансировать (производить отчисления в фонды, создавать резервы и т. п.) долгосрочное обращение с накопленными ОЯТ и РАО (в том числе строительство хранилищ и других объектов для обращения с ОЯТ и РАО). В основе этого подхода лежали положения принятых ранее нормативных актов, закреплявших принцип «загрязнитель платит» и понимание того, что в рыночной экономике владелец ОЯТ и РАО получил доход, достаточный для финансирования последующего обращения с ними.

1.4. Зарубежная практика управления и регулирования безопасности при использовании атомной энергии

Рыночный характер экономики predetermined ситуацию, в которой у большинства ядерных государств прямые механизмы государственного управления остаются только в ограниченных сферах, связанных с обороной или стратегическими направлениями исследований. Осуществляют функции госуправления либо крупные ведомства, например такое, как Департамент энергетики США, работающие по всему спектру задач энергетики, либо специальные комитеты или агентства, как, например, Комиссариат по атомной энергии Франции.

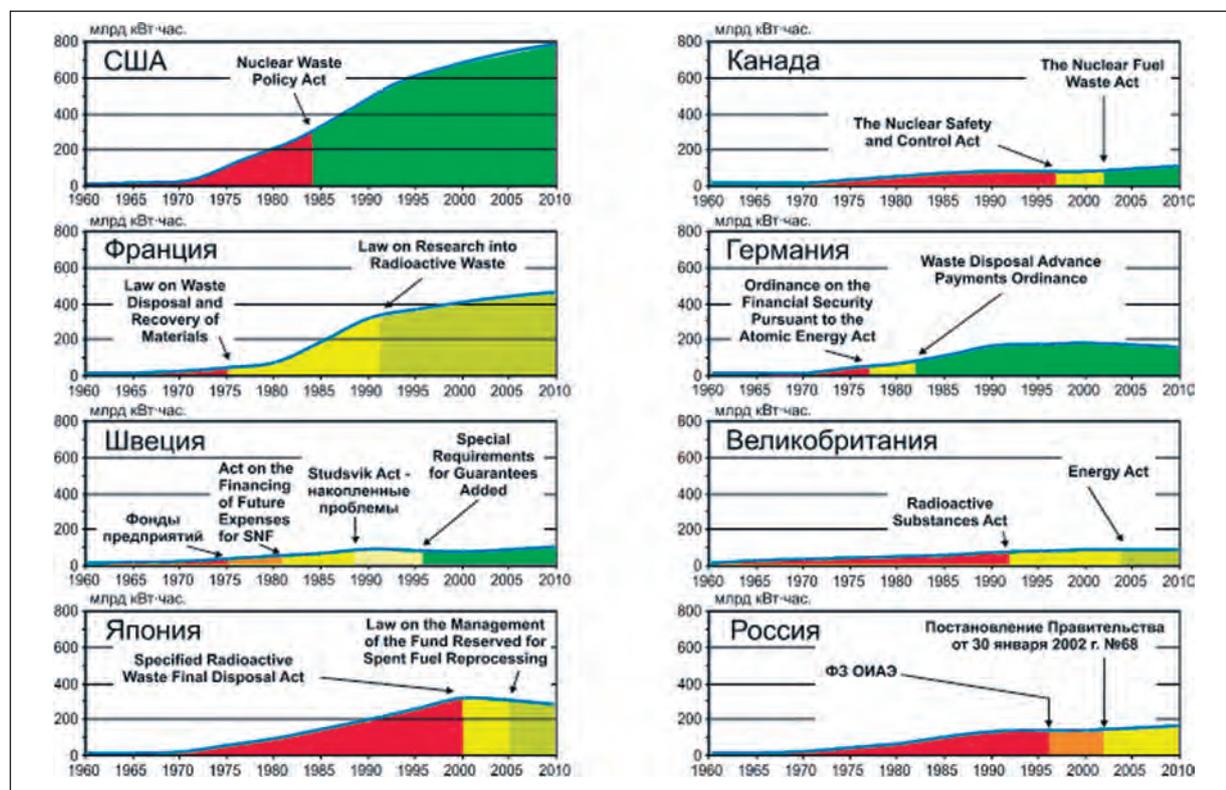


Рис. 1.3.2. Этапы становления законодательной базы в сфере разграничения ответственности и финансирования работ по долгосрочному обращению с ОЯТ, РАО и выводу из эксплуатации в ведущих ядерных державах мира

Сравнительный анализ подходов Великобритании, Швеции, США, Франции, Германии, Японии и Канады к обращению с ОЯТ, РАО и снятию установок с эксплуатации

В каких документах зафиксирована национальная политика в области обращения с ОЯТ, РАО и снятия с эксплуатации?	
Великобритания	<ol style="list-style-type: none"> 1. Закон о радиоактивных веществах (1993). 2. Закон об энергии (2004).
Швеция	<ol style="list-style-type: none"> 1. Закон о ядерной деятельности (1984): лицензионные требования, предъявляемые к строительству и функционированию ядерных предприятий, а также к обращению с ядерными материалами или их использованию, включая радиоактивные отходы. 2. Закон о радиационной защите (1988): лицензионные требования, предъявляемые к радиационной защите и радиологической работе. 3. Закон о финансировании будущих затрат на обращение с отработавшим ядерным топливом (1992): основные финансовые аспекты, определение ответственности в части обращения с ОЯТ и РАО и их захоронения.
США	Закон о политике в области ядерных отходов (1982).
Франция	<ol style="list-style-type: none"> 1. Закон № 75-633 о захоронении отходов и утилизации материалов (1975). 2. Закон № 91-1391 об исследованиях в области обращения с радиоактивными отходами (1991).
Германия	<ol style="list-style-type: none"> 1. Закон об атомной энергии (1959): общие национальные стандарты по безопасности ядерных установок. 2. Акты на основе Закона об атомной энергии, включая: <ul style="list-style-type: none"> – авансовые платежи по строительству предприятий по захоронению РАО (Указ об авансовых платежах по захоронению отходов, 1982 и 1990 гг.; EndlagerVIV); – положения о достаточном покрытии (Указ о финансовой защите в соответствии с Законом об атомной энергии, 1977 и 1990 гг., AtDeckV) и др. 3. Закон о постепенном прекращении использования атомной энергии для коммерческого производства электроэнергии в рамках тщательно скоординированного процесса (2002): ограничение обычного срока эксплуатации АЭС до 32 лет, увеличение пределов количества РАО. 4. Общие административные положения и директивы, включая директиву по выводу из эксплуатации предприятий согласно разделу 7 Постановления об атомной энергии (AtG).
Япония	<ol style="list-style-type: none"> 1. Закон об атомной энергии (1955). 2. Закон о регулировании обращения с сырьем для ядерных материалов, ядерных топливных материалов и работы реакторов (Закон о регулировании работы реакторов). Согласно поправке в этот закон (2005) была определена регулирующая процедура по вводу в эксплуатацию ядерных объектов, а также заново введена разрешительная система. 3. Акт об окончательном захоронении конкретных РАО (2000): окончательное захоронение ВАО, полученных в результате переработки ОЯТ. Включает: план окончательного захоронения; создание организации для выполнения задач; меры по обеспечению наличия финансовых ресурсов. 4. Закон о взносах и управлении фондом, предназначенным для целей переработки ОЯТ, образующегося при выработке атомной энергии (2005).

Канада	<p>5. Закон о накоплении и управлении резервными фондами, предназначенными для целей переработки ОЯТ, образующегося при выработке атомной энергии (2005).</p> <p>6. Закон об электрогенерирующих предприятиях (1964).</p> <p>1. Постановление о регулировании в сфере использования атомной энергии (1946).</p> <p>2. Постановление о ядерной энергии (1985, 2000).</p> <p>3. Постановление о регулировании в сфере ядерной безопасности (1997): ключевые положения закона в целях обеспечения безопасности ядерной индустрии и обращения с РАО в Канаде.</p> <p>4. Постановление о ядерных топливных отходах (2002), согласно которому предприятия атомной промышленности были обязаны создать некоммерческую организацию по обращению с ядерными отходами, которая займется разработкой общих подходов к долгосрочному обращению с ядерными топливными отходами и представит рекомендации федеральному министру природных ресурсов к 15 ноября 2005 г.</p> <p>5. Постановление об ответственности за ядерный ущерб (1985).</p>
<p>Какова существующая национальная практика обращения с ОЯТ (хранение, переработка, захоронение)?</p>	
Великобритания	<p>Политика правительства Великобритании в области обращения с ОЯТ и его переработки (и если «да», то когда) или поиска альтернативных вариантов обращения состоит в том, что этот вопрос решается собственниками ОЯТ с учетом коммерческих интересов.</p>
Швеция	<p>Нынешняя политика по вопросу обращения с ОЯТ была принята в конце 1970-х гг. и ориентировалась на прямое захоронение отходов без переработки.</p>
США	<p>В 1960-х – начале 1970-х гг. были планы создания нескольких предприятий по переработке ОЯТ. От переработки ОЯТ отказались в 1970-е гг. Тем не менее в мае 2001 г. государственной энергетической стратегией США было предписано «разрабатывать технологии переработки и окончательного обращения с ОЯТ, которые являются более чистыми и более эффективными...».</p>
Франция	<p>Франция предпочла вариант переработки ОЯТ. Система включает завод по переработке ОЯТ мощностью 1700 т/год. Плутоний перерабатывается в МОХ-топливо (принцип «равного потока»).</p> <p>МОХ-топливо: вариант мог бы предусматривать переработку в целях повторного использования плутония в будущем в реакторах на быстрых нейтронах GEN4. Нынешняя стратегия энергокомпании «Electricity de France» в отношении ЯТЦ состоит в переработке ОЯТ.</p> <p>Стратегия Комиссариата по атомной энергии заключается в переработке ОЯТ исследовательских реакторов всякий раз, когда это возможно.</p> <p>Каждый владелец ОЯТ во Франции остается его собственником до переработки. После переработки собственник («Electricity de France», Комиссариат по атомной энергии, группа «Areva») остается ответственным за долгосрочное обращение с РАО. Распределение отходов, образующихся в результате операций по переработке, осуществляется, исходя из UR-принципа (по радиоактивности), и контролируется французскими административными органами.</p>
Германия	<p>До 1994 г. Постановление об атомной энергии включало требование о повторном использовании делящихся материалов из ОЯТ. Это требование было изменено постановлением 1994 г., согласно которому организации, эксплуатирующие АЭС, получили право выбора между повторным использованием</p>

ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

Япония	<p>ОЯТ путем переработки и его прямым захоронением. С 1 июля 2005 г. поставка ОЯТ в целях его переработки запрещена в соответствии с Изменением к Постановлению об атомной энергии от 22 апреля 2002 г. В настоящее время в Германии возможно лишь прямое захоронение отработавших тепловыделяющих сборок.</p> <p>Основная политика Японии заключается в переработке ОЯТ и эффективном использовании восстановленного урана, плутония и других элементов при обеспечении безопасности и ядерном нераспространении. Национальная политика декларирует своей целью переработку всего ОЯТ внутри страны и обеспечение самоподдерживающегося ядерного топливного цикла.</p>
Канада	<p>Все ОЯТ в Канаде в настоящее время содержатся в «мокрых» или «сухих» временных хранилищах. У Канады нет программы по захоронению ОЯТ. Все ОЯТ находятся на временном хранении в ожидании правительственного решения относительно того, какой подход к долговременному обращению с отработавшим топливом следует выбрать.</p> <p>Организация по обращению с ядерными отходами, владельцами которой являются канадские АЭС, несет ответственность за разработку и внедрение долгосрочных решений относительно ОЯТ в Канаде.</p> <p>Атомная промышленность страны использует природный уран. Из-за наличия больших запасов природного урана в Канаде отсутствует необходимость переработки ОЯТ.</p>
Согласно национальному законодательству ОЯТ отнесено к РАО или нет?	
Великобритания	<p>Правительство полагает, что ОЯТ не должно категорироваться как отходы. Вопрос о переработке ОЯТ остается открытым, и можно предполагать, что оно будет использовано в будущем.</p>
Швеция	
США	Нет.
Франция	Нет.
Германия	
Япония	Нет (см. выше)
Канада	<p>В рамках настоящего законодательства и принятой системы подходов ОЯТ рассматривается как разновидность радиоактивных отходов. Законодательная и регулирующая политика Канады в отношении РАО неявно включает ОЯТ в РАО. В результате ОЯТ рассматривается законодательством и стратегией обращения с РАО наравне с другими формами РАО.</p>
Согласно национальному законодательству ОЯТ предназначено для захоронения или нет?	
Великобритания	Нет.
Швеция	<p>Политика обращения с ОЯТ заключается в том, чтобы обращение с отработавшим топливом и его захоронение происходило в геологических формациях на территории Швеции.</p>

США	Планируется создание глубокого геологического хранилища для ОЯТ и ВАО, образующихся в коммерческом секторе и на государственных предприятиях (лицензированием и строительством занимается Министерство энергетики).
Франция	Нет. В стране ОЯТ официально не предназначено для захоронения.
Германия	Переработка ОЯТ должна быть прекращена и заменена прямым захоронением отработавших топливных сборок.
Япония	Нет (см. выше)
Канада	У Канады нет программы по захоронению ядерных топливных отходов. Все ОЯТ в настоящее время находятся во временных хранилищах в ожидании решения правительства относительно выбора подхода к долгосрочному обращению с ОЯТ.
Существуют ли специальные накопительные фонды, аккумулирующие средства на обращение с ОЯТ, РАО и снятие с эксплуатации?	
Великобритания	<p>В ноябре 2001 г. правительство объявило о том, что принимает на себя прямую финансовую ответственность за все обязательства, которые в то время несло Британское предприятие по ядерному топливу (BNFL), за исключением тех, что покрывались коммерческими контрактами по переработке и хранению ОЯТ в Селлафилде. В том числе обязательства, связанные с ядерными реакторами компании «Magnox Electric» (полностью принадлежащей BNFL).</p> <p>Управление по выводу из эксплуатации ядерных объектов (NDA) финансируется как напрямую государством, так и за счет коммерческих доходов, поступающих от выработки электричества на действующих АЭС, эксплуатируемых компаниями «Magnox», от переработки и хранения ОЯТ и от производства топлива.</p> <p>Управление не отвечает за вывод из эксплуатации и очистку объектов «British Energy», которые управляются частным сектором. После проведенной реструктуризации в 2003 г. «British Energy» обязуется по контракту отчислять в отдельный Фонд ядерной ответственности годовой фиксированный взнос плюс часть своего свободного денежного потока (зависит от цен на электроэнергию).</p>
Швеция	Да, Фонд ядерных отходов. В 1970-е гг. атомные предприятия образовывали собственные внутренние фонды для будущих затрат на обращение с отходами. Впоследствии эти фонды были переведены в финансовую систему, управляемую правительством и созданную в 1981 г. после принятия парламентом Закона о финансировании будущих затрат на ОЯТ (Закон о финансировании).
США	Да, Фонд ядерных отходов, представляющий собой отдельный счет, созданный в Министерстве финансов США для ОЯТ.
Франция	<p>Во Франции нет специального фонда для долгосрочного обращения с РАО. Эта обязанность возложена на владельцев лицензий в рамках их собственных финансовых ассигнований. Однако французское правительство обратилось с просьбой к компании «Electricity de France», Комиссариату по атомной энергии и группе «Areva» создать специализированные фонды.</p> <p>В будущем правительство не предлагает в форме проекта закона создать специальный фонд для обращения с РАО, а только обращается с просьбой к эксплуатирующим организациям идентифицировать и обеспечить необходимые активы. Их сумма должна равняться ассигнованиям, выделяемым на покрытие расходов. Финансовый доход должен позволять по завершении стадии эксплуатации выделить достаточные ресурсы на финансирование демонтажа и</p>

Германия	<p>на обращение с РАО. Данные активы не могут быть использованы в других целях и затребованы никаким кредитором. Активы должны быть должным образом зарегистрированы.</p> <p>От частных эксплуатирующих организаций требуется создание финансового обеспечения на покрытие расходов по окончательному закрытию предприятий и выводу из эксплуатации (для ликвидации ОЯТ или РАО, а также для вывода из эксплуатации и демонтажа ядерно- и радиационно опасных объектов).</p> <p>В соответствии с коммерческим законом создание резервов основывается на обязательстве, вытекающем из публичного права ликвидировать радиоактивную часть отходов предприятия, что прямо предписано Законом об атомной энергии.</p> <p>Финансовые ресурсы частных предприятий, относящихся к энергетическим, в частности АЭС, создаются в виде резервных фондов, отчисления по которым осуществляются во время их эксплуатации.</p> <p>Отдельные резервные фонды формируются для захоронения ОЯТ.</p> <p>Что касается финансируемых общественностью предприятий, то финансовые средства для их вывода из эксплуатации и демонтажа ядерных объектов предусматриваются в текущем бюджете.</p>
Япония	<p>Постановление об окончательном захоронении конкретных РАО (2000) предусматривает создание организации по выполнению работ по захоронению ВАО и накоплению финансовых ресурсов для захоронения.</p> <p>Ранее электрические предприятия накапливали средства в двух видах внутренних резервов, предназначенных для переработки ОЯТ и для вывода из эксплуатации ядерных объектов, на основе министерского приказа, вышедшего согласно Закону об электрогенерирующих предприятиях.</p> <p>В соответствии с Законом от 2005 г. об управлении Фондом, созданным для целей переработки ОЯТ, внутренние резервы электрических предприятий должны быть переведены в организацию, назначенную министром экономики, торговли и промышленности.</p> <p>Согласно Постановлению об окончательном захоронении отдельных видов РАО (2000) эксплуатирующие организации энергетических предприятий отчисляют средства на захоронение ВАО в Организацию по управлению ядерными отходами, которая является исполнителем работ. Управляет фондом Центр по проведению исследовательских работ и финансированию обращения с РАО.</p>
Канада	<p>В 2002 г. согласно Постановлению о ядерных топливных отходах владельцам таковых было предписано создать отдельные фонды для обеспечения полного финансирования долгосрочных работ по обращению с отходами. Практическая реализация отдельных фондов осуществлена в виде трастовых фондов.</p> <p>При обращении с иными отходами используется механизм финансовых гарантий согласно Регулирующему постановлению о ядерной безопасности. Возможны различные формы гарантий: фонды денежных средств, аккредитивы, облигации, страхование и т. д. Управление активами в рамках финансовых гарантий должно осуществляться путем четко определенных и законодательно закрепленных соглашений, приемлемых для Комиссии по ядерной безопасности Канады.</p> <p>Данные соглашения должны быть составлены таким образом, чтобы обеспечить отделение от других активов тех средств или ценных бумаг, которые предоставляются соискателем/лицензиатом в качестве гарантии финансирования утвержденного плана по выводу из эксплуатации ядерных объектов. Это может потребовать включения положений, ограничивающих доступ к средствам, полученным из фонда или от ценных бумаг, или их использованию.</p>

	<p>Комиссия по ядерной безопасности Канады должна получить заверения, что она или ее агенты смогут воспользоваться по требованию адекватными объемами финансирования, если лицензиат отсутствует и не может выполнить свои обязательства по выводу из эксплуатации ядерных объектов.</p> <p>Средства трастовых фондов, учрежденных в соответствии с Постановлением о ядерных топливных отходах, считаются частью полной финансовой гарантии лицензиата перед Комиссией по ядерной безопасности Канады.</p>
<p>Какие законодательные основы создания и функционирования накопительных фондов по обращению с ОЯТ, РАО и снятию с эксплуатации?</p>	
Великобритания	
Швеция	Закон о финансировании будущих затрат на обращение с отработавшим ядерным топливом (1992): основные финансовые аспекты, определение ответственности в части обращения с ОЯТ и РАО и их захоронения.
США	Закон о политике в области ядерных отходов (1982).
Франция	<p>Финансовые обязательства и ответственность производителя отходов (право собственности на отходы не может быть передано лицензированному предприятию по захоронению отходов). Производитель несет ответственность за них, в особенности с финансовой точки зрения, без ограничения во времени.</p> <p>В отличие от некоторых других стран во Франции не вводилась в действие система, по которой бы государственное агентство брало на себя обязательства по обращению с РАО в отсутствие мощностей по захоронению после того, как производитель заплатит финансовую компенсацию в полном объеме.</p>
Германия	Указ о финансовой защите в соответствии с Законом об атомной энергии (AtDeckV) и Указ об авансовых платежах по захоронению отходов (EndlagerVIV).
Япония	<p>Закон об электрогенерирующих предприятиях (1964).</p> <p>Постановление об окончательном захоронении отдельных видов РАО (2000).</p> <p>Закон об управлении Фондом, созданным для целей переработки ОЯТ (2005).</p>
Канада	ОЯТ: согласно Постановлению о ядерных топливных отходах (2002).
<p>Являются централизованными или децентрализованными накопительные фонды по обращению с ОЯТ, РАО и снятию с эксплуатации?</p>	
Великобритания	Фонд ядерной ответственности является отдельным фондом «British Energy».
Швеция	Фонд ядерных отходов является централизованным.
США	Централизованный фонд для ОЯТ и высокоактивных отходов.
Франция	Резервные фонды децентрализованы.
Германия	Централизованный с 2005 г. В соответствии с Законом от мая 2005 г. об управлении Фондом, созданным для целей переработки ОЯТ, внутренние резервы электрических предприятий должны быть переведены в организацию, назначенную министром экономики, торговли и промышленности.
Япония	Фонды децентрализованы.
Канада	

<p>Как решается вопрос финансирования проблем прошлой деятельности, накопленных до создания соответствующих фондов по обращению с ОЯТ, РАО и снятию с эксплуатации?</p>	
<p>Великобритания</p>	<p>Для принятия стратегической ответственности за ядерное наследие в апреле 2005 г. создано Управление по выводу из эксплуатации ядерных объектов (NDA), являющееся вневедомственной организацией. Управление отвечает за объекты, эксплуатируемые прежде Британским предприятием по ядерному топливу (BNFL) и Управлением по атомной энергии Великобритании (UKAEA), включая Селлафилд и Доунрей. NDA несет ответственность за заключение контрактов на ведение коммерческих операций и операций по обращению с отходами, не предназначенных для этого объектах. В октябре 2006 г. правительство объявило о расширении роли NDA как единственной в стране организации, ответственной за реализацию геологического захоронения ВАО.</p> <p>ОЯТ: финансовые ресурсы на безопасность обращения с ОЯТ, его переработку и обращение с РАО рассматриваются обладателем лицензии как часть обычных эксплуатационных расходов.</p> <p>РАО: производители и владельцы РАО несут ответственность за взятие на себя расходов по обращению с отходами и их захоронению.</p> <p>При выводе из эксплуатации ядерных объектов каждая эксплуатирующая организация разрабатывает и реализует стратегию и планы для своих объектов. Операции должны проводиться, как только это становится разумно осуществимым с учетом всех соответствующих факторов. Комитет по вопросам здравоохранения и безопасности имеет полномочия дать указание владельцу лицензии начать работы по выводу объекта из эксплуатации. Согласно стандартам бухгалтерской отчетности Великобритании, владелец ядерного актива должен обеспечивать средства для вывода объекта из эксплуатации с момента ввода данного объекта в эксплуатацию. В случае ядерного объекта этим моментом является установка на объекте активного материала, влекущая за собой обязанность вывода его из эксплуатации.</p>
<p>Швеция</p>	<p>С 1989 г. с энергетических предприятий стал взиматься специальный сбор в соответствии со специальным Студсвикским актом (1988). Данный сбор предусматривает покрытие расходов на обращение с ядерными отходами от деятельности прежних экспериментальных предприятий, а также на вывод из эксплуатации этих предприятий. Согласно расчетам, на покрытие таких расходов вплоть до 2030 г. потребуется 1,5 млрд крон. Специальный сбор является одинаковым для всех четырех энергетических предприятий и составляет в настоящее время 0,0015 кроны за киловатт-час, и переоценивается каждый год по предложению SKI. Данные активы управляются совместно с Фондом ядерных отходов.</p>
<p>США</p>	<p>Для ОЯТ гражданских объектов, образованного до принятия Закона о политике в области ядерных отходов, введена единовременная плата за 1 кг тяжелого металла в ОЯТ (эквивалент 0,001 долл. за 1 кВт·ч выработанной электроэнергии). Осуществив подобный платеж, лицо, передающее ОЯТ или ВАО федеральному правительству, не имеет в дальнейшем финансовых обязательств за долгосрочное хранение и его окончательное захоронение.</p>
<p>Франция</p>	<p>Нет какого-либо конкретного финансового регулирования в отношении ответственности производителей отходов. Французская система исходит из неограниченной во времени возможности обратиться к производителям, когда это будет необходимо (совместные работы, новые правовые обязательства).</p> <p>Операции по очистке и демонтажу гражданских объектов Комиссариата по атомной энергии финансируются из специального фонда, учрежденного в 2001 г. и поддерживаемого за счет выручки от индустрии Комиссариата, промышленных организаций-спонсоров и партнеров.</p>

<p>Германия</p> <p>Япония</p> <p>Канада</p>	<p>Корпорация «Cogema» обеспечивает услуги по переработке ОЯТ электроэнергетических предприятий, сохраняющих права собственности на свои отходы, и сама при этом является держателем лишь малого количества отходов. Группа «Areva», единственный акционер корпорации «Cogema», имеет резервы для обращения с отходами всех категорий, которые еще не удалены. Они учитывают все отходы, подлежащие обращению, включая те, что остались от предыдущей деятельности предприятий и монтажа. Сюда также включена стоимость таких операций, как упаковка отходов, их захоронение, и стоимость восстановления отходов, образовавшихся в результате предыдущей деятельности. Сумма резервных фондов группы «Areva» составила 3859 млн евро в 2003 г.</p> <p>ОЯТ в настоящее время перерабатывается, и соответствующие затраты на переработку и захоронение ВАО принимаются в расчет в финансовых ассигнованиях. ВАО остекловываются, что позволяет оптимизировать хранение и будущее захоронение.</p> <p>Будет взыскана сумма предоплаты на необходимые расходы, понесенные с 1 января 1977 г. Должны быть определены общие расходы за период, предшествующий вступлению в силу Указа о финансовой защите в соответствии с Законом об атомной энергии, а также будет взыскана сумма в размере двух третей расходов после вступления в силу Указа. Сумму одной трети этих расходов необходимо взыскать с первого взноса расходов, понесенных после вступления в силу Указа.</p> <p>Вывод из эксплуатации предприятий, находящихся в федеральной собственности, финансируется из текущего бюджета.</p> <p>Ведущий правительственный департамент «Природные ресурсы Канады» (NRCan) контролирует исполнение Постановления о ядерных топливных отходах и полностью отвечает за обращение с «историческими отходами», т. е. теми отходами, с которыми обращались в прошлом таким образом, который более не рассматривается как приемлемый, и за которые нынешний владелец не может нести ответственность с разумной точки зрения, ответственность на себя приняло федеральное правительство.</p> <p>Канадская компания с ограниченной ответственностью (AECL) входит в состав организации по обращению с низкоактивными РАО (LLRWMO), которая, в свою очередь, является национальным агентом по вопросам очистки и обращения с канадскими «историческими отходами». Правительственное подразделение NRCan обеспечивает финансирование LLRWMO и руководит ее политикой в сфере обращения с РАО.</p>
<p>Какие источники формирования средств накопительных фондов по обращению с ОЯТ, РАО и снятию с эксплуатации?</p>	
<p>Великобритания</p> <p>Швеция</p>	<p>Помимо взносов «British Energy», Фонд ядерной ответственности получает «приданое» за счет прошлых взносов, осуществляемых «British Energy» с 1996 г. Если этого окажется недостаточно, дефицит будет покрыт правительством.</p> <p>Отчисления с каждого киловатт-часа электричества. В 1982–1996 гг. средняя величина отчислений составляла 0,019 кроны за 1 кВт·ч, после этого она постепенно снижалась. В настоящее время отчисления составляют 0,008 кроны за 1 кВт·ч (2005) и основываются на допущении, что каждый реактор будет генерировать энергию в течение 25 лет. Если эксплуатационный период превышает нормативный срок, взимается сбор за будущие расходы на дополнительное производство ОЯТ и ядерных отходов.</p>

ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

США	Фонд ядерных отходов: сбор 0,001 долл. за 1 кВт·ч электроэнергии, вырабатываемой и продаваемой атомными энергопредприятиями; ассигнования конгресса на ядерные материалы, находящиеся в ведении государства; единовременная плата и инвестиционный доход.
Франция	Производители ОЯТ и РАО.
Германия	<p>Индивидуальные предприятия несут ответственность за накопление фондов, предназначенных для захоронения РАО и вывода из эксплуатации ядерных объектов. Необходимые затраты распределяются между компаниями-производителями отходов следующим образом:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 75,5% – доля предприятий, лицензированных согласно § 7 Закона об атомной энергии на переработку ОЯТ при производительности более 50 т в год, или доля тех, кто обратился за подобной лицензией; 2) 4% – доля предприятий, лицензированных согласно § 7 Закона об атомной энергии на переработку ОЯТ при производительности до 50 т в год; 3) 17,5% – доля предприятий, лицензированных согласно § 7 Закона об атомной энергии на деление ядерного топлива при электрической мощности реактора более 200 МВт; 4) 3% – доля тех, кто каким-либо иным образом получил лицензию в соответствии с § 7, 6, 9 Закона об атомной энергии или согласно § 3 Постановления о радиационной защите. <p>Если производители отходов, указанные в пп. 1) и 2), отсутствуют в течение календарного года, их соответствующая доля дополнительно распределяется среди других производителей отходов.</p> <p>Авансовые платежи по финансированию хранилища рассчитываются исходя из объемов РАО согласно Указу об авансовых платежах по захоронению отходов (EndlagerVIV).</p>
Япония	
Канада	ОЯТ: в соответствии с Постановлением о ядерных топливных отходах владельцам таковых было предписано учредить отдельные фонды для полного финансирования долгосрочных работ по обращению с отходами. Реализация механизма – создание трастовых фондов согласно данному Постановлению.
Какие основные направления расходования средств накопительных фондов по обращению с ОЯТ, РАО и снятию с эксплуатации?	
Великобритания	
Швеция	Фонд покрывает все расходы, возникающие в связи с обеспечением безопасного обращения с ОЯТ и его захоронением, а также с выводом из эксплуатации ядерных предприятий и ликвидацией отходов, образовавшихся в результате вывода ядерных объектов из эксплуатации. Кроме того, Фонд финансирует исследования и разработки шведской компании SKB.
США	Фонд ядерных отходов: идентификация, разработка, лицензирование, строительство, эксплуатация, вывод из эксплуатации, обслуживание после вывода из эксплуатации и контроль в отношении любого хранилища или предприятия по хранению отходов, а также опытного или тестового предприятия, исследования и разработки, администрирование программы захоронения РАО, транспортировка, обработка и упаковка ОЯТ или ВАО, размещаемых в хранилище.

Франция	<p>В обязанности компании ANDRA входят управление хранилищами, проектирование, размещение и строительство новых хранилищ.</p> <p>Резервный фонд, предназначенный для целей переработки ОЯТ, оплачивает расходы на переработку за вычетом стоимости восстановленного урана и плутония. На конец мая 2005 г. сумма фонда составляла около 3 100 000 иен (на 10 предприятий).</p> <p>Резервный фонд для целей вывода из эксплуатации мощностей атомной электрогенерации оплачивает расходы на вывод из эксплуатации и ликвидацию коммерческих ядерных предприятий, а также расходы по переработке и захоронению отходов. На конец мая 2005 г. сумма фонда составляла около 1 100 000 иен (на 10 предприятий).</p> <p>Резервы на захоронение ВАО. Согласно Постановлению об окончательном захоронении отдельных видов РАО (2000 г.) эксплуатирующие организации энергетических предприятий отчисляют средства на захоронение ВАО в Организацию по управлению ядерными отходами. Сумма депозита на остекловывание составляла 33 964 000 иен в 2004 г. Сумма средств на строительство хранилища в середине 2030-х гг. и захоронение около 40 000 остеклованных контейнеров с ВАО оценивается примерно в 3 трлн. иен.</p>
Германия	
Япония	
Канада	
<p>Каковы управляющая организация и механизм управления средствами накопительных фондов по обращению с ОЯТ, РАО и снятию с эксплуатации?</p>	
Великобритания	<p>Управление по выводу из эксплуатации ядерных объектов (NDA) контролирует расход средств из Фонда ядерной ответственности.</p>
Швеция	<p>Шведская компания по обращению с ядерным топливом и ядерными отходами SKB. В 1970-е гг. ядерные предприятия создавали собственные фонды для будущих затрат на обращение с отходами. Впоследствии эти фонды были переведены в новую единую финансовую систему под надзором правительства, созданную в 1981 г. после принятия Закона о финансировании будущих затрат на ОЯТ.</p>
США	<p>Фонд ядерных отходов находится в ведении министра финансов, который представляет конгрессу ежегодный отчет и бюджет.</p>
Франция	<p>Фонды компании ANDRA образуются на основе конвенций или контрактов, подписанных с основными производителями отходов (компанией «Electricity de France», Комиссариатом по атомной энергии, компанией «Cogema» и др.). Эти конвенции предварительно профинансировали затраты на создание хранилища «Aube», где размещаются низкоактивные отходы и короткоживущие отходы средней активности, а также на хранилище «Manche». Эксплуатация хранилища «Aube» определяется контрактами на приемку контейнеров с отходами.</p>
Германия	
Япония	

ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

Канада	<p>Корпорация, управляющая фондом, не должна использовать резервный фонд для целей переработки ОЯТ и т. п. целей, отличающихся от перечисленных ниже:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) покупка правительственных облигаций и других ценных бумаг, определенных министром экономики, торговли и промышленности; 2) размещение вкладов в банках и иных финансовых институтах, определенных министром экономики, торговли и промышленности, а также почтового депозита; 3) передача фонда наличности в доверительное управление финансовым институтам, занятым в трастовом бизнесе (финансовые институты, утвержденные в соответствии с Законом о двойственной возможности управления трастовым бизнесом (Закон № 43 от 1943 г., статья 1, раздел 1). <p>Нет. Фонды децентрализованы.</p>
Имеется ли специализированная организация по выполнению работ по обращению с ОЯТ, РАО и снятию с эксплуатации?	
Великобритания	<p>Великобритания вырабатывает политику долгосрочного обращения с долгоживущими РАО. Эти отходы хранятся на объектах, пока «Defra» и уполномоченные организации занимаются выработкой политики.</p>
Швеция	<p>Шведская компания SKB по обращению с ядерным топливом и ядерными отходами отвечает за обращение с ОЯТ и РАО, их транспортировку и хранение за пределами ядерных предприятий, за планирование и строительство всех предприятий, необходимых для обращения с ОЯТ и РАО, а также за программы по исследованиям и разработкам, необходимым для обеспечения вышеуказанных предприятий.</p>
США	<p>Министерство энергетики отвечает за большую часть работ по обращению с ОЯТ/РАО для предприятий, находящихся в государственной собственности. Министерство имеет полную систему обращения с ОЯТ/РАО государственных предприятий.</p> <p>Комиссия по ядерному регулированию регулирует коммерческие предприятия и материалы ядерного топливного цикла. Владельцы и операторы АЭС и других видов предприятий осуществляют обращение с производимыми ими ОЯТ/РАО до захоронения. Объекты захоронения отходов в итоге будут находиться в управлении федеральных или штатных органов власти. Комиссия по ядерному регулированию также несет ответственность за лицензирование коммерческих предприятий по обращению с ядерными отходами, независимых предприятий по обращению с ОЯТ и планируемого хранилища в Юкка Маунтин.</p>
Франция	<p>Да, государственная организация ANDRA уполномочена на обращение со всеми РАО, производимыми атомной энергетикой, военной промышленностью и небольшими пользователями.</p> <p>Производители отходов при поставке контейнеров с отходами должны выполнять спецификации компании ANDRA.</p>
Германия	<p>Федеральное предприятие по радиационной защите (BfS) несет ответственность за строительство и эксплуатацию предприятий обращения с ядерными отходами.</p> <p>Предприятия атомной генерации в рамках своей ответственности самостоятельно управляют процессом вывода из эксплуатации и демонтажем (за исключением захоронения РАО), но под обязательным контролем компетентных органов.</p>

<p>Япония</p> <p>Канада</p>	<p>Предприятия атомной промышленности учредили Организацию по обращению с ядерными отходами, которая является исполнителем в части захоронения ВАО, утвержденных правительством в качестве таковых на основании закона (Постановление об окончательном захоронении отдельных видов РАО, май 2000 г.). Основными обязанностями организации являются осуществление захоронения отходов и сбор отчислений в фонд.</p> <p>Согласно Постановлению о ядерных топливных отходах (2002) атомной индустрии предписано создать некоммерческую организацию по обращению с ядерными отходами (NWMO) для осуществления управленческой, финансовой и эксплуатационной деятельности с целью внедрения долгосрочного обращения с ядерными топливными отходами.</p>
<p>Кто проводит оценку достаточности отчислений и периодический пересмотр нормативов отчислений по фондам по обращению с ОЯТ, РАО и снятию с эксплуатации?</p>	
<p>Великобритания</p> <p>Швеция</p> <p>США</p> <p>Франция</p> <p>Германия</p>	<p>От директоров Фонда ядерной ответственности не требуется обеспечивать соответствие активов обязательствам.</p> <p>Компания SKB ежегодно производит стоимостную оценку для всех ядерных предприятий, которая и является основанием для производимого регулирующими органами анализа и для определения величины отчислений. После рассмотрения Государственная инспекция по атомной энергии SKI дает предложение правительству об установлении норматива отчислений. Эта величина устанавливается ежегодно и является индивидуальной для каждого предприятия.</p> <p>Министр финансов должен ежегодно анализировать размер сбора и вносить предлагаемые поправки в конгресс.</p> <p>Фонды компании ANDRA образуются на основе конвенций или контрактов, подписанных с основными производителями отходов. Затраты на обращение с отходами покрываются производителями отходов в соответствии с их потребностями путем коммерческих переговоров. Не существует какого-либо регулирующего документа или правового положения, которые бы устанавливали размер и продолжительность платежей.</p> <p>Термин «резерв» следует понимать как «обеспечение». Ситуация с обеспечением периодически проверяется независимыми аудиторами, а также Счетной палатой Франции по ее собственной инициативе.</p> <p>Законопроект о ядерных отходах, обсуждаемый в парламенте, усиливает положение о том, что при обращении за лицензией на использование ядерной установки заявитель должен предоставить соответствующие финансовые гарантии.</p> <p>Передачи прав собственности при захоронении отходов не существует. Производитель отходов остается их владельцем. Компания ANDRA не берет на себя финансовую ответственность за все последующие платежи, которые могут возникнуть в связи с отходами.</p> <p>Вывод ядерных объектов из эксплуатации: выделенные резервы на вывод из эксплуатации АЭС покрывают все расходы, связанные с выводом из эксплуатации предприятия.</p> <p>Общая сумма расходов оценивается, исходя из оценки затрат, результаты которой регулярно обновляются атомными предприятиями, причем должное внимание уделяется техническим усовершенствованиям и общему ценовому курсу. Расчеты стоимости проверяются финансовыми органами.</p>

ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

Япония	Каждый год министр экономики, торговли и промышленности извещает предприятия о величине накопленных средств по предприятию в фонде, а также о размере отчислений, расчет которого производится исходя из выработки электроэнергии за счет использования ядерного топлива.
Канада	Комиссия по ядерной безопасности Канады (CNSC).
Есть ли обязательные требования по передаче ОЯТ и РАО специализированной организации?	
Великобритания	<p>Перед Комитетом по обращению с РАО (CoRWM), созданным в 2003 г. и спонсируемым правительством, стоит задача предоставить рекомендации о наилучшем варианте или комбинации вариантов долгосрочного обращения с ВАО Великобритании.</p> <p>Компания «Nirex» была создана атомной отраслью в 1982 г. для обеспечения услуг по захоронению отходов. С 1 апреля 2005 г. компания перешла под совместное владение Defra/DTI. 30 ноября 2006 г. правительство ратифицировало передачу компании «Nirex» органу по выводу из эксплуатации ядерных объектов (NDA).</p> <p>Нынешняя политика правительства состоит в том, что остеклованные ВАО должны храниться не менее 50 лет для снижения радиоактивности, что упрощает долгосрочное обращение с ними.</p>
Швеция	<p>Практика обращения с ОЯТ: после удаления ОЯТ из активной зоны реактора топливо хранится на объектах АЭС приблизительно около года, после чего транспортируется в центральное временное хранилище ОЯТ (Clab), где оно будет находиться как минимум еще 30 лет, а затем будет упаковано и захоронено в хранилище окончательной изоляции.</p> <p>Практика обращения с РАО: захоронение низкоактивных отходов происходит в неглубоких могильниках на объекте.</p> <p>Короткоживущие НАО отправляются на окончательное захоронение близ АЭС «Форсмарк». В будущем SKB также построит хранилище для короткоживущих НАО (большинство из которых будет поступать в процессе вывода из эксплуатации). Хранилище планируется запустить в эксплуатацию в 2040 г.</p>
США	Хранилище начнет действовать в течение 30 лет за пределами лицензионного эксплуатационного срока любого реактора с тем, чтобы захоранивать ОЯТ и ВАО, образованные к тому времени в результате деятельности коммерческих реакторов. ОЯТ может храниться в бассейне выдержки или в самостоятельной установке для хранения отработавшего топлива на объекте или вне его до лицензирования предприятия для постоянного захоронения.
Франция	<p>ОЯТ должно храниться на базовых ядерных установках.</p> <p>Производитель отходов несет ответственность за отходы вплоть до их захоронения в должном для этой цели месте.</p>
Германия	В Германии нет планов долгосрочного временного хранения отработавших топливных сборок. Временное хранение ограничено максимальным периодом в 40 лет.
Япония	<p>ОЯТ, выработанное ядерными реакторами, отправляется на переработку после его выдержки на объекте. До сих пор большая часть ОЯТ перерабатывалась на зарубежных предприятиях. Японская компания по ядерному топливу (JNFL) возводит завод по переработке топлива в Роккасе-Муре.</p> <p>Хранение ОЯТ в хранилище предприятия началось с 1999 г.</p>
Канада	У Канады нет программы по захоронению ядерных топливных отходов, а также нет предприятий по их захоронению.

Имеются ли объекты по захоронению ОЯТ и ВАО?	
Великобритания	Нет. В настоящее время захоронение ВАО отсутствует. Компания «Nirex» занята разработкой хранилищ для среднеактивных отходов, однако они появятся не ранее второго десятилетия XXI века.
Швеция	Нет. Строительство объекта по захоронению ОЯТ планируется. Начало размещения отходов ожидается в 2018 г.
США	Высокоактивные отходы хранятся на 126 объектах. Планируется строительство хранилища ОЯТ и ВАО в Юкка Маунтин (заявка на лицензирование – 2007 г., начало приемки отходов – 2017 г.). Хранилище пилотного завода по изолированию отходов (WIPP), предназначенное для трансурановых отходов оборонной промышленности, является первым в мире подземным хранилищем (эксплуатируется с 1999 г.).
Франция	Для определенных отходов (долгоживущих отходов средней активности и высокоактивных отходов) нет окончательного решения по их захоронению. Возможные пути решения обсуждаются в ходе разработки Национального плана по обращению с РАО и восстанавливаемыми материалами. ANDRA проводит исследования относительно геологического захоронения высокоактивных долгоживущих РАО (с обязательным обоснованием обратимости захоронения).
Германия	Нет. Правительство нацелено на создание к 2030 г. хранилища в глубоких геологических формациях для захоронения всех видов отходов, включая ОЯТ.
Япония	ОЯТ: в настоящее время в Японии нет специализированного объекта окончательного захоронения ОЯТ, оно не строится и не находится на стадии подачи лицензии (в этом нет необходимости из-за политики переработки ОЯТ). ВАО: к середине 2030-х гг. планируется создание хранилища для захоронения около 40000 остеклованных контейнеров с ВАО. Проектная стоимость оценивается приблизительно в 3 трлн. иен.
Канада	В настоящее время в Канаде отсутствуют предприятия по захоронению отходов, а все РАО находятся на хранении.
Какие существуют органы контроля и управления в сфере обращения с ОЯТ и РАО?	
Великобритания	Комитет по вопросам здравоохранения и безопасности (HSE), Управление по охране окружающей среды в Англии и Уэльсе (EA), Управление по охране окружающей среды в Шотландии (SEPA), орган по выводу из эксплуатации ядерных объектов (NDA).
Швеция	Инспекция по атомной энергии Швеции (SKI). Орган радиационной защиты Швеции (SSI).
США	Министерство энергетики США, Комиссия по ядерному регулированию США, Агентство по охране окружающей среды США.
Франция	Уполномоченной организацией является Орган регулирования ядерной безопасности, совместный орган министерств промышленности, здравоохранения и окружающей среды. Он разрабатывает и предлагает правительству на рассмотрение политику в области ядерной безопасности.

ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

<p>Германия</p> <p>Япония</p> <p>Канада</p>	<p>Генеральный директорат по энергии и сырьевым материалам отвечает за обращение с ОЯТ/РАО.</p> <p>Федеральное министерство охраны окружающей среды (BMU): лицензирование и контроль атомных предприятий.</p> <p>Федеральное управление радиационной защиты (BfS).</p> <p>Комиссия по атомной энергии (планирует, обсуждает и принимает решения по государственной политике в области использования атомной энергии). Комиссия по ядерной безопасности (планирует, обсуждает и принимает решения по политике обеспечения безопасного использования атомной энергии). Агентство по ядерной и промышленной безопасности при Министерстве экономики, торговли и промышленности.</p> <p>Бюро научно-технологической политики при Министерстве образования, культуры, спорта, науки и технологии (MEXT).</p> <p>Общество по атомной энергии.</p> <p>Компания «Природные ресурсы Канады» (отвечает за разработку и внедрение правительственной политики по обращению с ураном, атомной энергией и РАО).</p> <p>Комиссия по ядерной безопасности Канады несет ответственность за регулирование использования атомной энергии и ядерных материалов.</p> <p>Ряд других федеральных управлений имеет полномочия и ответственность в области безопасного обращения с ОЯТ/РАО, включая Управления по вопросам здравоохранения и вопросам окружающей среды, а также Управление по экологической оценке.</p>
<p align="center">Каковы требования по предоставлению дополнительных гарантий в отношении обращения с ОЯТ, РАО и вывода из эксплуатации?</p>	
<p>Великобритания</p> <p>Швеция</p>	<p>Согласно условиям реструктурирования «British Energy» будущие затраты на окончательное захоронение РАО/ОЯТ будут собираться Министерством торговли и промышленности, BNFL или NLF.</p> <p>Ответственная организация зависит от типа отходов. Министерство отвечает за обращение с историческим ОЯТ реакторов AGR (топливо, загруженное в реакторы «British Energy» до 14 января 2005 г.).</p> <p>BNFL приняла на себя финансовую ответственность (по новым контрактам с «British Energy») за обращение с будущим ОЯТ реакторов AGR (после 14 января 2005 г.).</p> <p>NLF будет нести расходы по обращению со всеми остальными отходами «British Energy».</p> <p>С 1996 г. атомные предприятия должны предоставлять два вида гарантий, помимо уплаты отчислений, а именно:</p> <p>1) если реактор закрывается до истечения его эксплуатационного срока в 25 лет, в Фонд ядерных отходов выплачивается меньшая сумма по сравнению с ожидаемой. Гарантии, предоставляемые лицензиатами реакторов, должны покрывать нехватку этих средств;</p> <p>2) вторая гарантия должна быть в наличии после размещения всех ядерных отходов в хранилище, и она должна покрывать непредвиденные обстоятельства, связанные с программой отходов. Эта гарантия будет использована, если затраты на будущее обращение с ядерными отходами окажутся выше ожидаемых, или если расходы возникнут раньше ожидаемого срока, или если фактическая сумма в фонде будет ниже, чем ожидалось.</p> <p>Компания SKI анализирует объем гарантий, которые атомные предприятия должны предоставить.</p>

США	<p>Проведя своевременные выплаты, лицо, передающее ОЯТ или ВАО федеральному правительству, не несет в дальнейшем никаких финансовых обязательств по их долгосрочному хранению и захоронению. Однако ответственная сторона отвечает за очистку объекта по Закону о суперфонде.</p> <p>Что касается безопасности как таковой, регулированием не установлен официальный размер ресурсов, которые атомные предприятия должны выделять на вопросы безопасности.</p> <p>Согласно Постановлению о ядерных топливных отходах лицензиаты предприятий по обращению с ОЯТ/РАО должны предоставить гарантии того, что адекватные финансовые и человеческие ресурсы будут предоставлены для:</p> <ul style="list-style-type: none"> – вывода из эксплуатации предприятий по обращению с ОЯТ/РАО; – обращения с образующимися РАО, включая ОЯТ. <p>Обращение за лицензией должно включать описание любой предполагаемой финансовой гарантии, связанной с деятельностью, ради которой соискатель обращается за лицензией.</p> <p>Лицензиат создает отдельные фонды для покрытия расходов на вывод из эксплуатации атомных объектов. Согласно условиям финансового соглашения, лицензиат обязан делать дополнительные взносы в фонды в случае, если планы, графики или предполагаемые расходы меняются таким образом, что происходит увеличение текущей стоимости затрат на вывод объектов из эксплуатации.</p>
Франция	
Германия	
Япония	
Канада	
Имеются ли оценки расходов будущих периодов?	
Великобритания	<p>Расчетная стоимость всей работы по выводу из эксплуатации атомных объектов и их очистке, за которые в настоящее время отвечает NDA, составляет около 50 млрд фунтов ст., и на завершение работы уйдет, вероятнее всего, 50–100 лет.</p>
Швеция	<p>Расчетная стоимость будущих затрат с 2005 по 2050 г. составляет примерно 53 млрд крон. Сумма будущих и уже осуществленных по проектам в сфере обращения с ядерными отходами средств составляет около 68 млрд крон.</p>
США	<p>Общая стоимость жизненного цикла системы по обращению с РАО гражданских предприятий включает затраты на контролируемое геологическое хранилище, транспортировку отходов в хранилище в Юкка Маунтин, а также на другие связанные с этим расходы. Общая расчетная стоимость на 2001–2019 гг. для завершения вышеупомянутой системы оценивается в 49,3 млрд долл. (в ценах 2000 г.), не считая 8,23 млрд долл. уже произведенных в 1983–2000 гг. затрат.</p>
Франция	<p>Индивидуальные предприятия несут ответственность за создание отдельных фондов для целей захоронения РАО и вывода из эксплуатации ядерных объектов. По состоянию на 2003 г. было накоплено 35 млрд евро (около 55% – на отходы и 45% – на вывод из эксплуатации).</p>
Германия	
Япония	

ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

Канада	<p>ОЯТ: в рамках адаптивного поэтапного обращения с отходами (подход к управлению рисками, предложенный Организацией по обращению с ядерными отходами — NWMO) расходы оцениваются в 24,4 млрд долл. (2002 г.). В соответствии с Постановлением о ядерных топливных отходах владельцы этих отходов начали осуществлять отчисления в трастовые фонды для финансового обеспечения выбранного подхода к долгосрочному обращению с ядерными отходами.</p>
Источники информации	
Великобритания	<p>Второй национальный отчет Великобритании о соответствии обязательствам Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами [24]. Февраль 2006 г. [25].</p>
Швеция	<p>Второй национальный отчет Швеции по Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. 2006 [26].</p>
США	<p>Второй национальный отчет США по Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Октябрь 2005 г. [27]. Сборник законов США, изд. 42, гл. 108, подгл. III, § 10222. Фонд ядерных отходов [28]. Оценка адекватности сбора в Фонд ядерных отходов. Май 2001 г. DOE/RW-0534 [29].</p>
Франция	<p>Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Второй национальный отчет о выполнении Францией своих обязательств по конвенции. 2005. Сентябрь [30]. Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Ответы Франции на вопросы и комментарии, полученные по второму национальному отчету [31]</p>
Германия	<p>Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Отчет правительства ФРГ на второй консультативной встрече в мае 2006 г. [32].</p>
Япония	<p>Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Национальный отчет Японии на второй консультативной встрече 25 ноября 2005 г. МИД, Управление ядерной и промышленной безопасностью [33].</p>
Канада	<p>Национальный отчет Канады по Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Второй отчет, Комиссия по ядерной безопасности Канады. Октябрь 2005 г. [34].</p>

В отношении большей части объектов использования атомной энергии у рыночного государства, как правило, нет иных инструментов управления развитием, как регулирование безопасности.

Все зарубежные страны, имеющие развитую атомную энергетику и промышленность, уделяют большое внимание созданию регулирующих основ обеспечения безопасности при использовании атомной энергии.

Концептуальные подходы к их созданию, как и фундаментальные принципы регулирования безопасности при использовании атомной энергии, носят общий характер, несмотря на то, что конкретные системы регулирования, существующие в отдельных странах, могут значительно отличаться.

Общность подходов вызвана глобальным значением обеспечения безопасности при использовании атомной энергии как важнейшей социально-политической задачи всего мирового сообщества. На создание унифицированных законодательных и регулирующих предпосылок для решения этой задачи направлен целый ряд международных документов как императивного, так и рекомендательного характера.

1.4.1. Международно-правовые основы регулирования безопасности

Основным международно-правовым документом в области регулирования ядерной безопасности является **Конвенция о ядерной безопасности 1994 г.**, согласно которой:

1. Каждая договаривающаяся сторона должна учредить или назначить регулирующий орган, которому поручается реализация законодательной и регулирующей основы, предусматривающей:

- введение соответствующих национальных требований и регулирующих положений в области безопасности;
- систему лицензирования в отношении ядерных установок;
- систему регулирующего контроля и оценки в целях проверки соблюдения регулирующих положений и условий лицензий;
- обеспечение выполнения указанных положений и условий, включая приостановку, изменение или аннулирование выданных лицензий.

2. Каждая договаривающаяся сторона должна принимать соответствующие меры для обеспечения эффективного разделения функций регулирующего органа и функций любых других органов или организаций, которые занимаются содействием использованию или использованием атомной энергии (статьи 7, 8).

Аналогичные требования к государствам – участникам Конвенции в отношении создания в рамках своего национального законодательства регулирующей основы обеспечения безопасности содержит **Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами 1997 г.** (статьи 18–20).

Кроме указанных императивных норм, многие страны применяют в своем национальном законодательстве и национальных регулирующих положениях нормы МАГАТЭ по безопасности (а в отдельных случаях прямо включают эти нормы в свое национальное законодательство). Для сферы регулирования безопасности особенно важны следующие документы:

- **Основополагающие принципы безопасности** (Серия безопасности № SF-1, МАГАТЭ, Вена, 2007 г.), закрепляющие фундаментальный принцип, согласно которому «должен быть создан и совершенствоваться эффективный правовой и правительственный механизм обеспечения безопасности, включая независимый регулирующий орган»;

– **Требования безопасности МАГАТЭ «Юридическая и государственная инфраструктура ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности радиационных отходов и безопасности перевозок»** (Серия безопасности № GS-R-1, МАГАТЭ, Вена, 2003 г.). Данный документ содержит целый ряд конкретных требований в отношении законодательных и государственных (правительственных) механизмов регулирования безопасности, которые должны применяться в государствах, и, в частности, следующие требования:

1. Должна быть установлена законодательная и правовая основа для регулирования безопасности установок и деятельности.

2. Должен быть создан и поддерживаться функционирующим регулирующий орган, который действительно является независимым по отношению к организациям или органам, содействующим использованию ядерных технологий или ответственным за установки или деятельность.

3. На регулирующий орган должна быть возложена ответственность за выдачу официальных разрешений, проведение регулирующих рассмотрений и оценок, осуществление инспекций и применение санкций, а также за введение принципов, критериев, положений и руководств в области безопасности.

4. Регулирующему органу должны быть предоставлены надлежащие полномочия и права, и он должен обеспечиваться надлежащими кадровыми и финансовыми ресурсами с тем, чтобы нести возложенную на него ответственность.

5. На регулирующий орган не должна возлагаться никакая другая ответственность, которая может угрожать или противоречить его ответственности в отношении регулирования безопасности.

Регулирующий орган должен быть, согласно указанным требованиям, в том числе уполномочен:

- 1) разрабатывать принципы и критерии безопасности;
- 2) устанавливать правила и издавать руководящие материалы;
- 3) требовать от операторов проведения оценки безопасности;
- 4) требовать от операторов предоставления любой необходимой информации;
- 5) выдавать, изменять, приостанавливать или аннулировать официальные разрешения и устанавливать условия их действия.

Еще одним фундаментальным документом МАГАТЭ, закрепляющим регулирующие основы, является утвержденный в 2003 г. советом управляющих МАГАТЭ **Кодекс поведения по обеспечению безопасности и сохранности радиоактивных источников** (статьи 19–22). Интересно отметить, что этот документ, регламентирующий правила поведения и безопасности на ядерных объектах, закон США «Об использовании атомной энергии» 1954 г. с дополнениями, внесенными актом 2005 г. об энергетической политике, прямо трансформировал в свое национальное законодательство, установив, что регулирование безопасности, осуществляемое Комиссией по ядерному регулированию, «должно быть совместимо с указанным кодексом поведения».

Большое внимание регулирующей деятельности помимо МАГАТЭ уделяет Агентство по ядерной энергии (NEA) Организации экономического сотрудничества и развития (OECD), в рамках которого в 1989 г. был учрежден **Комитет по регулирующей деятельности в ядерной области (CNRA)**, являющийся международным органом, состоящим преимущественно из высших руководителей органов ядерного регулирования. Комитет является форумом для обмена информацией и опытом между регулирующими организациями и для рассмотрения процессов развития, которые могут оказывать воздействие на требования по регулированию в атомной области. Он отве-

чает за программу Агентства по ядерной энергии, касающуюся регулирования, лицензирования и инспекций ядерных установок. В частности, комитет рассматривает текущую практику и опыт эксплуатации.

Комитет должен анализировать в надлежащей мере события, которые могут повлиять на регулирующие требования, чтобы объяснить участникам причины предполагаемого введения новых регулирующих требований и дать им возможность высказать предложения по их улучшению или устранению расхождений, существующих в разных странах. В частности, комитет должен заниматься рассмотрением существующих стратегий и практики организационного решения вопросов безопасности и опыта эксплуатации различных установок в целях распространения извлеченных уроков. Комитет призван содействовать сотрудничеству стран-членов по использованию обратной связи с этим опытом для повышения безопасности атомной энергетики, повышения эффективности и успешности регулирующей деятельности и поддержания необходимой инфраструктуры и знаний в области ядерной безопасности.

За последние 10 лет CNRA выпустил серию из 12 докладов, известных как «зеленые брошюры», в которых рассматриваются проблемы в сфере регулирования. Вместе эти брошюры содержат большинство элементов, составляющих режим ядерной безопасности, они используются регулирующими органами в качестве основы для совершенствования своей регулирующей деятельности. Этот опыт особенно важен в современных условиях, когда организационные дела и связанные с ними организационные проблемы безопасности, вызванные реорганизацией энергетических компаний, сменой владельцев и возрастающим давлением затрат в связи с либерализацией электроэнергетических рынков, ставят новые задачи перед регулирующими органами, по крайней мере в некоторых странах.

Комитет должен содействовать обеспечению «прозрачности» деятельности, направленной на повышение ядерной безопасности, и открытому взаимодействию с общественностью. Комитет должен следить за всей деятельностью Агентства по ядерной энергии, которая может помочь формированию эффективного и успешного регулирования.

В то же время, используя весь имеющийся опыт и информацию и учитывая все установленные международным сообществом требования, каждый регулирующий орган разрабатывает свою собственную систему регулирования безопасности, основываясь на национальном законодательстве, регулирующих правилах и практике безопасности, принятых в его стране.

1.4.2. Регулирование безопасности в отдельных зарубежных странах

В качестве примера взяты несколько стран, имеющих наряду с интересной практикой регулирования ядерной и радиационной безопасности также новейшее законодательство в этой области, которое пока не стало предметом специального научного сравнительно-правового исследования.

США

США, несомненно, имеют едва ли не самый большой исторический опыт регулирования безопасности при использовании атомной энергии, опирающийся на соответствующую законодательную базу. Она включает в себя Закон об атомной энергии 1946 г., Закон об атомной энергии 1954 г. (с многочисленными поправками) и Закон о реорганизации управления в области энергетики 1974 г. Новые тенденции в области

регулирования безопасности в ядерной области связаны с принятием Акта о политике в области энергетики 2005 г.

С 1974 г. в США в качестве независимого регулирующего органа существует **Комиссия по ядерному регулированию (NRC)**. Ее функции и полномочия, организационно-правовая структура и финансово-экономические основы деятельности подробно определены **Законом о реорганизации управления в области энергетики 1974 г.** Деятельность NRC регулируется также исполнительными приказами президента США. Согласно закону члены Комиссии по ядерному регулированию США назначаются президентом и утверждаются сенатом. О своей деятельности NRC отчитывается перед конгрессом и президентом страны.

Миссия NRC заключается в обеспечении безопасности «гражданского использования ядерных материалов в США», куда по закону входит как эксплуатация АЭС, так и промышленное или медицинское применение ядерных материалов. Комиссия несет ответственность за нормативное регулирование и лицензирование деятельности, связанной с использованием атомной энергии. В сферу деятельности комиссии также входит проведение исследований и публичных слушаний в обоснование регулирования и лицензирования; оценка опыта эксплуатации и инспектирование объектов, проведение технических проверок и расследований, а также принятие мер принуждения (санкций).

В основные задачи NRC в области нормативного регулирования входит разработка и установление во исполнение законодательных положений регулирующих нормативных актов в форме принципов безопасности, критериев, правил и руководств (NRC Rules and Regulations). Принципы безопасности и критерии в форме правил имеют силу закона, они обязательны для всех участников лицензионного процесса. Руководства NRC не имеют обязательной силы, они носят рекомендательный характер.

Основным инструментом обеспечения и регулирования безопасности является лицензирование. Обязательность лицензирования, его порядок и процедуры подробно прописаны Законом 1954 г., а также последующими поправками и дополнениями, в том числе от 2005 г.

В 1974 г. Комиссии по ядерному регулированию США были переданы все виды лицензионной деятельности и связанные с ними регулирующие функции Комиссии по атомной энергии, а также все основные должностные лица и службы комиссии, учрежденные согласно положениям Закона об атомной энергии 1954 г., включая Экспертный совет по ядерной безопасности и лицензированию и Апелляционный совет по ядерной безопасности и лицензированию.

Передаче NRC подлежали все сотрудники, необходимые для исполнения обязанностей, предусмотренных в разделе 205 закона и имеющие отношение к исследованиям в целях подтверждения оценок лицензирования и других регулирующих функций комиссии. За NRC также были сохранены функции, касающиеся пересмотра бюджетных возможностей и перераспределения соответствующих фондов для финансирования основных программ Комиссии по ядерному регулированию и выполнения поставленных перед ней задач.

Законом весьма детально определены функции основных подразделений NRC. Так, разделом 203 учреждено **Управление регулирования по ядерным реакторам**, которому делегированы следующие основные функции:

– лицензирование и регулирование (нормативное) в отношении всех установок и материалов, связанных со строительством и эксплуатацией ядерных реакторов;

– контроль техники безопасности и соблюдения стандартов безопасности всех таких установок, материалов, видов деятельности и функций, включая мониторинг, тестирование и выдачу рекомендаций по модернизации систем радиационной защиты, а также оценку способов транспортировки специальных ядерных материалов и других ядерных материалов, транспортировки и хранения высокоактивных отходов, позволяющих исключить возможность радиационного облучения обслуживающего персонала и населения;

– выдача рекомендаций по проведению исследований, необходимых для выполнения целей и задач комиссии.

Разделом 204 учреждено **Управление по безопасности обращения с ядерными материалами**, в основные задачи которого входит осуществление:

– лицензирования и регулирования в отношении всех установок и материалов, связанных с обработкой, транспортировкой и обращением с ядерными материалами, включая обеспечение и соблюдение стандартов безопасности по предотвращению террористических угроз, случаев хищения и саботажа таких лицензированных установок и материалов;

– контроля техники безопасности и соблюдения стандартов безопасности всех таких установок и материалов;

– разработки на основе совместных консультаций и координации действий с администрацией комплекса мероприятий по противодействию террористическим угрозам, хищению и саботажу в отношении специальных ядерных материалов, высокоактивных отходов и ядерных установок в связи со всеми видами лицензируемой деятельности.

В разделе 205 определены функции **Управления исследований по ядерному регулированию**, включающие в себя выработку рекомендаций по проведению исследований, необходимых, по его усмотрению, для выполнения комиссией лицензирования и связанных с ним регулирующих функций, а также участие в указанных исследованиях или заключение контрактов на их проведение.

Кроме нормативного регулирования и лицензирования важным направлением деятельности NRC является осуществление контроля и надзора за состоянием здоровья населения, охраной окружающей среды и национальной безопасности на всех стадиях атомного производства, включая проведение инспекций, технических проверок, расследований и принятие по их результатам соответствующих мер воздействия, к которым относится как изменение условий лицензии, ее приостановление или аннулирование, так и привлечение лиц, виновных в нарушении действующих нормативных предписаний, к ответственности.

К полномочиям NRC относится также подготовка докладов конгрессу США о ядерных инцидентах.

Актом 2005 г. об энергетической политике внесены изменения и дополнения в гл. 14 Закона об атомной энергии 1954 г. в части развития нормотворческих функций Комиссии по ядерному регулированию США и стратегии лицензирования, касающихся осуществления проекта создания реактора нового поколения (включая оценку бюджетных требований, связанных со стратегией лицензирования), а также функций по оценке безопасности и в том числе порядка предоставления отчетов по оценке безопасности. Кроме того, указанным законом введена должность федеральных координаторов по безопасности, назначаемых в каждой из основных областей деятельности NRC, и определены сферы их ответственности.

ФРАНЦИЯ

Основы действующей системы регулирования безопасности в области использования атомной энергии установлены принятым Национальной Ассамблеей страны Актом № 2006-686 от 13 июня 2006 г. «**О прозрачности (обеспечении права на информацию) и безопасности в ядерной области**».

Согласно указанному акту, в систему органов, осуществляющих государственное регулирование ядерной и радиационной безопасности во Франции, входят следующие органы: Государственный совет, соответствующие министры, отвечающие за ядерную безопасность и защиту от радиации, и специально уполномоченный на осуществление государственного регулирования безопасности орган – Управление ядерной безопасности (УЯБ).

К компетенции Государственного совета относится принятие (по представлению УЯБ) декретов, регулирующих создание базовых ядерных установок, выдача разрешений на создание, окончательный останов и вывод из эксплуатации этих установок и прекращение действия указанных разрешений (также по представлению УЯБ).

Порядок выдачи разрешений (лицензирования) установлен статьей 29 акта.

Министры, отвечающие за ядерную безопасность и защиту от радиации, наделены следующими полномочиями:

- приостанавливать и возобновлять эксплуатацию установок;
- принимать решения (приказы) по основным правилам проектирования, строительства, эксплуатации, окончательного отключения и вывода из эксплуатации базовой ядерной установки, окончательного отключения, технического обслуживания и надзора за установками по захоронению радиоактивных отходов, а также сооружения и использования оборудования, специально спроектированного для таких установок;
- утверждать правила процедур УЯБ и соответствующие решения УЯБ;
- одобрять регулирующие решения УЯБ по техническим вопросам для выполнения процедур введения в действие принятых декретов и приказов, касающихся областей ядерной безопасности и защиты от радиации, кроме относящихся к медицине, занимающейся охраной труда (решения, касающиеся ядерной безопасности, должны быть одобрены министрами, ответственными за ядерную безопасность; решения, касающиеся защиты от радиации, – министрами, ответственными за защиту от радиации);
- одобрять решения УЯБ по аннулированию лицензий на эксплуатацию базовых ядерных установок.

Управление ядерной безопасности является, согласно Акту № 2006-686, независимым органом власти, осуществляющим надзор за обеспечением ядерной безопасности и защитой от радиации, и информирующим общественность о происходящем в этих областях. В соответствии с этим с управлением проводятся обязательные консультации при составлении проектов декретов и министерских приказов, регулирующих деятельность, связанную с ядерной безопасностью. Кроме того, Управление ядерной безопасности:

- принимает обязательные для исполнения регулирующие решения по техническим вопросам для выполнения процедур введения в действие принятых декретов и приказов, касающихся областей ядерной безопасности и защиты от радиации;
- осуществляет надзор за соблюдением основных правил и специальных распоряжений по вопросам, касающимся ядерной безопасности и защиты от радиации. К таким вопросам относятся: базовые ядерные установки, определенные в статье 28; производство и использование оборудования, работающего под давлением, специ-

ально спроектированного для таких установок; транспортировка радиоактивных веществ; виды деятельности, указанные в соответствующих статьях Кодекса общественного здоровья;

- организует постоянное наблюдение за защитой от радиации на всей национальной территории;

- проводит расследования нарушений и принимает по их факту установленные актом меры уголовного наказания, административного и экономического воздействия, включая временное прекращение или приостановление эксплуатации установки и выполнения других видов деятельности;

- выдает необходимые разрешения организациям, участвующим в контроле и наблюдении за ядерной безопасностью или защитой от радиации, и осуществляет иные регулирующие полномочия, установленные актом.

Управление ядерной безопасности также:

- принимает участие в информировании общественности в сфере своей компетенции;

- принимает участие в преодолении последствий радиологических аварий, возникших из-за событий, могущих угрожать здоровью персонала и окружающей среде вследствие воздействия ионизирующей радиации, и произошедших во Франции или могущих поразить французскую территорию;

- оказывает техническую поддержку компетентным органам власти в выработке мероприятий, в качестве части плана действий в случае аварии, принимая во внимание риски, возникающие из-за деятельности в ядерной области и изложенные в соответствующих статьях Акта № 2004-811 от 13 августа 2004 г. «О модернизации безопасности гражданского населения»;

- оказывает правительству помощь во всех вопросах, касающихся компетенции УЯБ при возникновении чрезвычайной ситуации; направляет в компетентные органы власти свои рекомендации по мерам, которые должны быть приняты в области медицины и защиты здоровья или же в сфере безопасности гражданского населения;

- информирует общественность о состоянии безопасности на установке, создавшей аварийную ситуацию, если последняя относится к ее сфере надзора, и о возможных выбросах в окружающую среду и связанных с ними рисках для здоровья персонала и окружающей среды;

- в случае инцидента или аварии, связанной с ядерной деятельностью, УЯБ может проводить техническое расследование в соответствии с процедурами, предусмотренными Актом № 2002-3 от 3 января 2002 г. «О безопасности транспортных инфраструктур и систем, технических расследованиях и подземном хранении природного газа, углеводородов и химикатов»;

- направляет правительству свои предложения по определению позиции Франции на международных переговорах по вопросам, находящимся в пределах его компетенции; по запросу правительства участвует в представлении Франции в международных организациях и органах Европейского сообщества, занимающихся вопросами, находящимися в его компетенции.

Для выполнения международных договоров или регулирующих правил Евросоюза по отношению к ситуациям, возникающим в результате радиологических аварий, УЯБ имеет право как предупреждать и информировать власти третьих стран, так и получать от этих стран соответствующую информацию и предупреждения.

УЯБ назначает из числа своих служащих инспекторов по ядерной безопасности, инспекторов по защите от радиации и служащих, ответственных за контроль над со-

ответствием состояния оборудования, работающего под давлением, положениям, указанным в Акте № 2006-686.

Актом подробно определены также организационно-правовые, процедурные и финансовые основы деятельности Управления ядерной безопасности.

Анализ законодательства в области регулирования ядерной и радиационной безопасности позволяет выявить такие общие черты, как широкий спектр полномочий органов регулирования и уровень их ответственности.

1.5. Работы по ядерному наследию в ведущих ядерных державах

Ядерное наследие в общепринятом понимании — это накопленные радиоактивные отходы и отработавшее ядерное топливо, остановленные установки и объекты инфраструктуры, загрязненные территории.

Для ведущих ядерных держав характерно четкое разграничение ответственности за ядерное наследие между государством и бизнесом. Основными принципами при данном разграничении являются следующие:

- за все, связанное с разработкой и производством ядерного оружия, работой ядерных энергетических и иных установок военного назначения, отвечает государство;
- за все научные исследования и атомную энергетику до принятия соответствующих законодательных актов, закреплявших ответственность бизнеса за конечные стадии обращения с ОЯТ, РАО и вывод из эксплуатации, отвечает государство;
- за все, что связано с научными исследованиями, в том числе оборонного характера, и атомной энергетикой, после принятия соответствующих законодательных актов, закреплявших ответственность бизнеса за конечные стадии обращения с ОЯТ, РАО и вывод из эксплуатации, отвечают бизнес-структуры.

Государство также несет ответственность за несвоевременное создание объектов инфраструктуры, предусмотренных этими законодательными актами.

Работы по ядерному наследию в ведущих ядерных державах стартовали сразу после прекращения холодной войны. Кратко рассмотрим некоторые элементы накопленного за прошедшие годы опыта.

1.5.1. Экологическая программа Управления по охране окружающей среды Министерства энергетики США

Экологическая программа Управления по охране окружающей среды Минэнерго США, сформированная в 1989 г. [35], является самой масштабной в мире программой по ядерному наследию. Ее основная цель — безопасная ликвидация ядерного наследия, накопленного в течение пяти десятилетий производства ядерного оружия и исследований в области атомной энергетики. В рамках этой программы Управление по охране окружающей среды отвечает за жидкие и твердые РАО, ОЯТ, ядерные материалы и установки, загрязнение почвы и грунтовых вод в 14 штатах на более чем 8 тыс. км², а также за более чем 4500 установок, требующих вывода из эксплуатации или ликвидации.

Многие из поставленных задач имели беспрецедентный по сложности характер, обусловленный:

- решимостью достижения конечных целей;
- большими объемами накопленных отходов;

– технологическими неопределенностями в предстоящих действиях, связанных с недостатком информации или неясностью поведения материалов в долгосрочной перспективе;

– изменениями в нормативной базе, регулирующей обращение с различного вида отходами.

Рассмотрим несколько примеров.

Принципиальную возможность постановки и достижения таких сложных целей, как реабилитация территории, занимаемой крупным промышленным предприятием, участвовавшим в реализации ядерных программ, подтверждает успешность реализации проекта по комплексу в Рокки-Флэтс. Проект реабилитации территории и объектов в Рокки-Флэтс, по оценкам 1995 г., был рассчитан на многие годы и оценивался в 20 млрд долл. Однако он был завершен досрочно, в 2005 г., со значительной экономией средств [36]. Проект был выполнен на 14 месяцев раньше срока с соблюдением всех мер безопасности и экологических требований. В рамках проекта были выгружены и стабилизированы ядерные материалы, в том числе 21 т специальных ядерных материалов, включая плутоний и уран в металлической и окисной форме, которые были упакованы и удалены на переработку и хранение.

Компания CH2M Hill International Nuclear Services предложила решение по захоронению плутония и урана, их упаковке, а также размещению на хранение 106 метрических тонн остатков с высоким содержанием плутония. Было захоронено более 14866 м³ среднеактивных отходов и свыше 594650 м³ отходов низкого уровня. Выведено из эксплуатации и ликвидировано также более 800 зданий, семь установок по переработке плутония и пять основных установок по переработке урана, которые имели значительные уровни загрязнения ураном и его окисью.

В октябре 2006 г. работы по реабилитации комплекса разработки ядерного оружия в Рокки-Флэтс были завершены. Стоимость работ оказалась более чем в три раза ниже ожидаемой. Всего было ликвидировано более 800 установок и реабилитировано 25 км² территорий. Сегодня эта территория, считавшаяся одним из самых опасных мест в США, является Национальным парком дикой природы. Меморандум о завершении реабилитации подписан Министерством энергетики и Департаментом внутреннего управления.

В случае реабилитации более сложных объектов и с принципиально большими объемами накопленных РАО продолжительность работ существенно возрастала. В этом отношении характерен Хэнфорд – самая крупная промышленная площадка ядерного комплекса США. По составу производств и темпам их запуска Хэнфорд был близок к российскому ПО «Маяк», но реализовывался на несколько лет раньше.

В 1943 г. в юго-восточной части штата Вашингтон была выделена площадка площадью около 1600 км², названная Хэнфордской (Hanford Site). На ней были введены в строй 9 ядерных реакторов, 3 завода по производству топлива для этих реакторов, несколько предприятий по переработке облученных блочков, выделению плутония и захоронению отходов, а также завод по производству металлического плутония. Первый из этих реакторов (реактор В) начал работать 26 сентября 1944 г., а последний производящий плутоний реактор (реактор N) был остановлен в марте 1987 г. Первая порция облученного топлива, содержащего необходимое количество плутония, была получена 28 ноября 1944 г. Первый завод по переработке топлива (завод «Т») начал работать в декабре 1944 г. [37]. В первые годы на хэнфордской площадке не было производства металлического плутония, и соли нитрата плутония вывозились на другую площадку. Там из плутония, полученного на заводах Хэнфорда, были изготовлены

ядерные заряды, взорванные в июле 1945 г. на полигоне в шт. Нью-Мехико, а затем в августе 1945 г. в Нагасаки. Только в конце 1949 г., после пуска завода 234-5Z на площадке Z, в Хэнфорде был создан полный цикл изготовления плутониевых компонентов ядерного оружия. В 1987 г. вся оборонная производственная деятельность на площадке в Хэнфорде была остановлена [37].

Для охлаждения первых восьми прямоточных реакторов использовалась вода из р. Колумбия, которая после выдержки в специальном бассейне сбрасывалась обратно в реку. Основная радиоактивность охлаждающей реакторы воды была обусловлена ее активацией нейтронами и некоторой долей попадающих из топлива радионуклидов. Поскольку большая часть из них относилась к короткоживущим нуклидам, то выдержка сбросных вод в промежуточном бассейне приводила к уменьшению активности в 150–200 тыс. раз. Сброс оставшейся активности в реку мог привести к дозам облучения рыбы на уровне 3 мЗв в неделю. Дозы внутреннего облучения людей, потреблявших рыбу из этой реки, были существенно выше. По оценкам, приведенным в докладе НКДАР ООН за 2000 г., в жидких сбросах этих реакторов преобладал ^{24}Na , суммарная активность поступления которого в р. Колумбия за период 1944–1987 гг. составила $4,81 \cdot 10^{17}$ Бк (13 МКи) [38]. По данным отчета [39], кроме ^{24}Na в поступавших в реку водах присутствовали ^{76}As , ^{65}Zn , ^{32}P и ^{239}Np . С ростом интенсивности наработки плутония возрастала и активность сброса радионуклидов в р. Колумбия. Это привело к необходимости усовершенствования системы сброса радиоактивных вод. Новая система сброса, введенная в строй в июле 1961 г., позволила уменьшить поступление радиоактивности в реку примерно в 2 раза [37]. Суммарная активность сброса ^{76}As , ^{65}Zn , ^{32}P и ^{239}Np в р. Колумбия за период 1944–1971 гг. составила соответственно 2,5; 0,49; 0,23 и 6,3 МКи ($9,25 \cdot 10^{16}$; $1,81 \cdot 10^{16}$; $8,51 \cdot 10^{15}$; $2,33 \cdot 10^{17}$ Бк) [39].

Радиоактивные выбросы в атмосферу с реакторных установок были невелики и в основном определялись наведенным в примесях гелия аргонем. До 1960 г. воздушные выбросы вообще не подвергались очистке, а первые фильтры на системе воздушных сбросов появились только в 1961 г.

Газоаэрозольные выбросы предприятий по переработке облученного реакторного топлива (заводы «Т», «В», а также введенные в 1952 г. завод REDOX и в 1956 г. завод PUREX) содержали изотопы радиоактивного йода (в основном ^{131}I), а также изотопы радиоактивных благородных газов криптона и ксенона. Определенный вклад в загрязненность воздушных выбросов давали и оксиды азота, образующиеся в процессе химического растворения металлических оболочек твэлов. Максимальные уровни выброса ^{131}I отмечались в первые годы работы предприятий. По приведенным в отчете [39] данным, в октябре 1945 г. месячный выброс ^{131}I составил 92 кКи ($3,4 \cdot 10^{15}$ Бк), а всего за период с 1944 по 1946 г. суммарный выброс ^{131}I оценивается на уровне $1,76 \cdot 10^{16}$ Бк (0,48 МКи). Лишь в 1948 г. на заводах «В» и «Т» были установлены водяные системы улавливания аэрозолей йода. Фильтрационные системы с использованием серебра были введены в 1950 г., что позволило снизить выбросы по ^{131}I примерно в 1000 раз. Суммарный выброс ^{131}I за все годы работы радиохимического производства составил $2,73 \cdot 10^{16}$ Бк (0,74 МКи) [38]. С начала 1950-х гг. для улавливания других радиоактивных аэрозолей были введены в строй стекловолоконные фильтры. Основная активность аэрозолей приходилась на ^{103}Ru , ^{106}Ru , ^{144}Ce , ^{90}Sr и ^{239}Pu . Суммарная активность выброса этих нуклидов за 1944–1972 гг. составила соответственно 1160; 388; 3770; 64 и 1,8 Ки ($4,29 \cdot 10^{13}$; $1,44 \cdot 10^{13}$; $1,39 \cdot 10^{14}$; $2,37 \cdot 10^{12}$; $6,66 \cdot 10^{10}$ Бк) [40].

Высокоактивные отходы радиохимического производства хранились в бетонных резервуарах, изнутри облицованных углеродистой сталью. Эти емкости были двух ти-

пов — с однослойными и двухслойными оболочками. Емкости первого типа вместимостью от 210 до 3800 м³ были введены в строй в 1944–1964 гг. Всего было построено 149 таких емкостей. С 1970 по 1982 гг. стали вводиться в эксплуатацию более современные емкости объемом от 3800 до 4300 м³ с двойной оболочкой.

Часть низкоактивных отходов сбрасывалась в сухие колодцы и в последующем дренировала через слой грунта. Поскольку в первые годы из высокоактивных отходов не извлекался уран, в 1952 г. началась переработка этих отходов для выделения из них урана. Переработанные отходы, в основном содержавшие ⁹⁰Sr и ¹³⁷Cs, вновь помещались в емкости хранения. Менее активные жидкие отходы сбрасывались в траншеи и поверхностные водоемы, радиоактивные вещества из которых мигрировали в почву. Согласно результатам измерений, наибольшее загрязнение подземных вод на площадке Хэнфорда обусловлено тритием. Кроме того, в этих водах обнаруживаются ¹⁰⁶Ru, ⁹⁹Tc и ¹²⁹I.

К началу 2000-х гг. общий объем хранящихся в 177 подземных емкостях высокоактивных отходов на площадке в Хэнфорде оценивался на уровне 206 тыс. м³, т. е. почти 60% объема всех высокоактивных отходов на территории США. Суммарная активность этих отходов — 198 МКи ($7,33 \cdot 10^{18}$ Бк). Количество плутония в твердых и жидких отходах на этой площадке составляет 540 кг [41].

Вывод из эксплуатации хранилищ жидких высокоактивных отходов в Хэнфорде является одним из самых масштабных проектов экологической программы Министерства энергетики США [42]. Расходы Минэнерго США на извлечение и переработку отходов из этих хранилищ, начиная с 1989 г., составляли от 700 до 320 (1997 г.) млн долл. в год. Оцениваемые суммарные затраты на переработку этих отходов находятся в диапазоне от 13 до 30 млрд долл. В эту сумму не входят затраты, связанные с дезактивацией почв, подземных вод, полной очисткой и демонтажем емкостей. Не включают эти оценки и затраты, связанные с последующим захоронением отходов в геологические формации. Масштабы дезактивационных работ, осуществленных в 2001 финансовом году, таковы: было удалено 535 тыс. т загрязненных материалов с площадок размещения реакторов и заводов по выделению плутония, а также 85 тыс. т из зоны сброса охлаждающих вод ядерных реакторов в р. Колумбия. К концу 2001 г. общее количество удаленных загрязненных радиоактивными веществами материалов составило 3,2 млн т, т. е. примерно 30% от всего оцениваемого их количества [43].

Для реализации проекта по удалению высокоактивных отходов предполагается создание трех больших установок по их переработке на заводе по переработке и иммобилизации:

- установки предварительной сепарации высоко- и низкоактивных отходов;
- установки остекловывания высокоактивных отходов и отправки их на хранение в геологические формации в хранилище Юкка-Маунтин;
- установки остекловывания низкоактивных отходов для захоронения в траншеях непосредственно на полигоне Хэнфорда.

В 2000 г. ориентировочная стоимость проекта оценивалась в 4,3 млрд долл., спустя пять лет — в 8,0 млрд долл. Завод по переработке отходов должен вступить в строй в 2015 г., а завершение операций по проекту и выполнение всех работ по переработке планируется в 2028 г.

Другой реализуемый в Хэнфорде проект — перезахоронение более 15 тыс. м³ трансурановых РАО, размещенных в траншеях на территории завода с 1970 по 1984 г. и накрытых слоем почвы [44, 45]. В 1970 г. Комиссия по атомной энергии США отделила отходы, содержащие трансурановые элементы, от НАО и предписала хранить их от-

дельно. Однако в 1973 г. она же приняла решение считать трансурановыми отходами материалы, содержащие удельную активность трансурановых радионуклидов выше 10 нКи/г (370 Бк/г). В 1984 г. классификация трансурановых отходов вновь изменилась: это отходы, удельная активность которых по трансурановым радионуклидам превышает 100 нКи/г (3700 Бк/г). В результате часть отходов перешла в разряд низкоактивных. После 1988 г. трансурановые отходы стали размещаться в Центральном комплексе по обращению с РАО при заводе в Хэнфорде (закон о сохранении и восстановлении ресурсов предполагает отдельное хранилище для такого вида отходов). Основное их количество было помещено в 26200 бочек (объем каждой – около 208 л) и размещено в 3–4 яруса в траншеях с асфальтированным ложем.

Поиск поврежденных бочек в хранилищах начался в 1996 г. Для этого вскрывалось покрытие и на нескольких верхних ярусах бочек проводились восстановительные операции. В итоге в 1996–2001 гг. около 1100 контейнеров было восстановлено или заменено (рис. 1.5.1).

В последнее время темпы работ ежегодно нарастают: в 2004 г. переработано 1200 м³ РАО, в 2005 г. – 1500 м³ и т. д. [45]. 30-летняя история хранения трансурановых отходов, предшествующая поиску полномасштабного решения проблемы, выявила неопределенность в состоянии отходов и требованиях к участку хранения. Эта неопределенность в сочетании с требованиями безопасности и ужесточением нормативных правил создала дополнительные трудности в деле успешного выполнения проекта.

Изменяется и тактика размещения отходов. В настоящее время хранилища РАО в Хэнфорде рассматриваются как единственная альтернатива полигону в Неваде с точки зрения захоронения смешанных низкоактивных отходов. Более того, хранилища в Неваде могут прекратить прием смешанных НАО в 2010 г., и дальнейшие захоронения могут быть перенесены в Хэнфорд.

Как уже отмечалось, программа предусматривает работы по многим площадкам с учетом перспектив их существования и развития. В этом смысле интересна реабилитация объектов и территории Ок-Риджской национальной лаборатории. Исследования в области создания ядерного оружия в Ок-Ридже были начаты в 1943 г. Тогда же



Рис. 1.5.1. Проведение работ в траншеях в Хэнфорде



Рис. 1.5.2. Размещение бетонных контейнеров в траншее в Ок-Ридже

было установлено производственное оборудование в Ок-Риджской национальной лаборатории, Восточном технологическом парке в Теннесси, ранее известном как газодиффузионный завод в Ок-Ридже, и Комплексе национальной безопасности Y-12 (ранее – Завод Y-12) [46]. Основная цель работ состояла в производстве и химическом выделении первых граммовых количеств плутония для создания атомной бомбы. Со временем роль этих производств в развитии ядерного оружия уменьшалась, и в Ок-Ридже начали расширяться производство изотопов, фундаментальные исследования, в том числе с опасными и радиоактивными материалами. Поэтому основной целью реабилитации объектов и территории было сохранение промышленного и научно-технического потенциала при приоритетном внимании к вопросам сохранения окружающей среды.

В рамках реабилитации Ок-Риджской национальной лаборатории были проведены работы, в результате которых:

- восстановлено здание хранилища специальных материалов, РАО компактированы и удалены, а металлические отходы переплавлены для повторного использования;
- ликвидировано хранилище РАО Joyneg: радиоактивные отходы извлечены и компактированы, а металлические отходы переплавлены;
- стабилизированы резервуары GAAT с жидким раствором: закачанные объемы превысили 550 м³. Наземная часть сооружений и трубопроводы были укреплены специальными конструкциями и надстроечными элементами, а резервуары залиты раствором. Все это обеспечило невысокую стоимость работ при эффективной и устойчивой форме положения объектов;
- ликвидированы вентиляционные системы хранилища специальных материалов. Загрязненный металл дезактивирован и признан годным для вторичного неограниченного использования;
- ликвидированы производства компании BWX Technology Y-12. Детальная проработка проектов вывода их из эксплуатации позволила выбрать оптимальные методы демонтажа, что обеспечило минимизацию отходов и увеличение объемов повторно используемых или перерабатываемых материалов.

Частью работ в Ок-Риджской национальной лаборатории явилась реабилитация хранилища трансурановых РАО. В 1971–1981 гг. эти отходы в основном были упакованы в бетонные контейнеры нескольких конфигураций и размещены в 22 траншеях. В двух траншеях находились отходы, упакованные в деревянные ящики, металлические коробки и бочки, а еще в одной – смешанные отходы без упаковки. Всего в хранилище содержалось 204 бетонных контейнера, 18 упаковок разной конфигурации, 12 бочек и около 500 кубических футов отходов россыпью. На рис. 1.5.2 показана траншея с бетонными контейнерами [47].

В процессе работ контейнеры извлекались из траншей, помещались в стальные упаковки, конструкция которых была согласована с Министерством энергетики США. Переупаковка производилась на специальном участке радиационно-защищенными механизмами (рис. 1.5.3). Загрязненная почва сепарировалась, часть ее, подпадавшая под категорию отходов, также упаковывалась. Затем упаковки направлялись в специальное хранилище, созданное на территории Ок-Риджской национальной лаборатории (рис. 1.5.4).

Проект реабилитации Айдахской национальной лаборатории в Восточном Айдахо продолжается более семи лет и заключается в выводе из эксплуатации ряда объектов и реабилитации близлежащей территории. Лаборатория была основана в 1949 г. как национальный центр по отработке физики реакторов, ведущая лаборатория по разработке, проектированию, строительству и проверке всех аспектов работы ядерных ре-



Рис.1.5.3. Процесс извлечения контейнеров из траншей для их переупаковки



Рис. 1.5.4. Размещение переупакованных РАО в хранилище

акторов и опытных сборок, а также топливного цикла для оборонных и гражданских программ.

Проект реабилитации стоимостью 2 млрд долл. финансируется Экологическим управлением Министерства энергетики и направлен на уменьшение радиационных рисков для персонала, населения и окружающей среды, а также защиту долины р. Змеиной и водоносного слоя, являющегося единственным источником питьевой воды для более чем 300 тыс. жителей Айдахо. В рамках проекта выводится из эксплуатации и ликвидируется более 200 объектов, включая 10 установок, содержащих высокоактивные горячие камеры, и три испытательных реактора, бассейн выдержки ОЯТ и лаборатории радиоактивных материалов. Работы также включают извлечение, ручную и дистанционную переупаковку, отправку среднеактивных отходов, обращение и удаление больших объемов радиоактивных, опасных и промышленных отходов. Это 180 т ОЯТ и 3,5 млн л натриевых высокоактивных отходов от переработки ОЯТ.

Коротко о других проектах. Они включают, в частности, вывод из эксплуатации и реабилитацию установок военного назначения, которые использовались в производстве ядерного и термоядерного оружия, в т. ч. установку Mound в шт. Огайо. Продолжительность работ составила три года при стоимости 204 млн долл. Загрязнение носило сложный характер и содержало радионуклиды урана, плутония и трития.

Другим комплексом в шт. Огайо является Центр производства расходных материалов в Цинциннати, поставлявший высокообогащенный уран для оружейного комплекса. В центре были две бетонные шахты с 8900 кубическими ярдами шламов радиевого производства; бетонная шахта с 5100 кубическими ярдами холодных металлических оксидов; шесть хранилищ с миллионом тонн низкоактивных отходов; 6,6 млн кубических футов низкоактивных отходов в контейнерах; 174912 галлонов низкоактивных жидких отходов; 31 млн фунтов ядерных продуктов; 224 вспомогательных и административных здания; 1,6 км² загрязненной земли; загрязненный водоносный слой под территорией центра площадью 0,9 км². Первоначальные оценки по срокам реабилитации простирались до 2020 г. при стоимости работ в 7 млрд долл. 3000 сотрудников фирмы Fluor начали работы в 1989 г. и завершили их к концу 2006 г.

Еще одним масштабным проектом является реабилитация р. Саванна и ее долины. В ходе реализации проекта предполагается вывод из эксплуатации около 265 установок и ядерных объектов, расположенных на территории, превышающей 2,5 млн квадратных футов. К настоящему времени объем работ на 55% превысил первоначально запланированный.

Значимым по масштабам является проект реабилитации хранилища РАО в Макей-Флэтс, шт. Кентукки, который реализует фирма Duratek [48]. Хранилище представляло собой 52 траншеи и 274 бассейна, заполненных тритиевыми и твердыми РАО, а также низкоактивными отходами энергетических реакторов и биологическими отходами. Объем отходов составлял 4,5 млн кубических футов. Цель проекта — ограничить поступление радионуклидов в грунтовые воды, прекратить накопление поверхностных осадков в траншеях, отвердить РАО, содержащиеся в накопленных в траншеях сточных водах и разместить их в бетонных подвалах, установить системы контроля состояния хранилища и территории.

Всего должно быть отверждено 1,58 млн галлонов низкоактивных жидких отходов суммарной активностью 13,8 Ки. Отверждение осуществляется бетонным раствором в созданном для этих целей пункте. Готовые блоки помещаются в специальные вентилируемые хранилища.

1.5.2. Организация работ в Великобритании

Внутренний рынок обращения с радиоактивными отходами в Великобритании контролируется созданным в апреле 2005 г. Управлением по выводу из эксплуатации ядерных объектов (Nuclear Decommissioning Authority, NDA). Оно призвано обеспечить управление проектами и руководство работами по выводу из эксплуатации и реабилитации территории на атомных объектах страны. Основные пункты, относящиеся к компетенции NDA, приведены на рис. 1.5.5.

Деятельность NDA оказывает существенное влияние на формирование структуры ядерной промышленности Великобритании. Текущий бюджет управления составляет приблизительно 2 млрд фунтов стерлингов в год. Начав свою деятельность в апреле 2005 г. как эксплуатирующая организация, сегодня NDA занимается внедрением мировых технологий безопасного, рентабельного, ускоренного и экологически чистого вывода из эксплуатации гражданского ядерного наследия Великобритании, открытого для общества обсуждения проблем отрасли, в том числе социально-экономических.

Обращение с РАО в рамках проектов NDA направлено на удовлетворение внутренних потребностей, хотя не исключен выход на этот рынок и внешних компаний, поскольку внутренний рынок малоконкурентен.

По оценкам NDA, в Великобритании стоимость работ по реабилитации радиационно опасных объектов ежегодно увеличивается на 9%, в той же пропорции растет и стоимость захоронения РАО, так как NDA в любой проект по реабилитации объектов ядерного наследия закладывает стоимость отправки РАО на длительное хранение в размере 27–30% [49].

Согласно прогнозам Комитета по обращению с радиоактивными отходами (CoRWM), общая стоимость хранения 478 тыс. м³ высоко- и среднеактивных отходов составляет 22 млрд фунтов стерлингов, т. е. стоимость длительного хранения одного

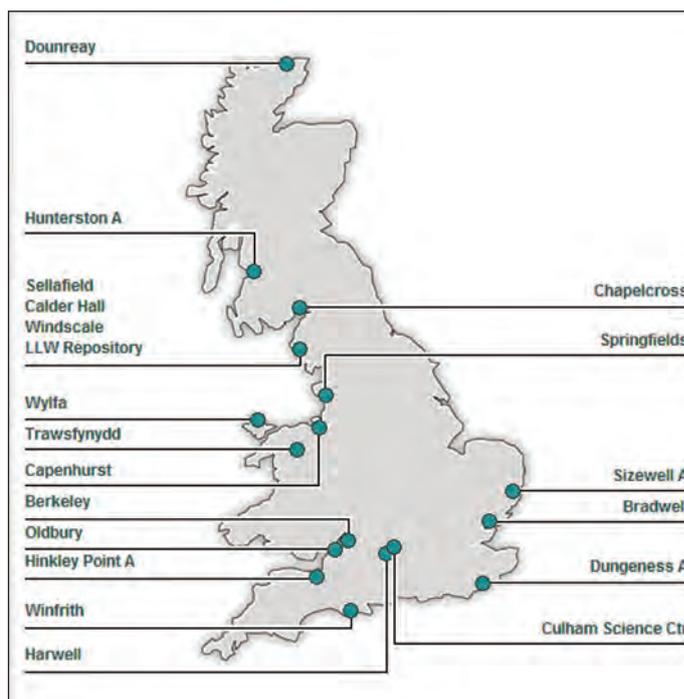


Рис. 1.5.5. Основные пункты, связанные с работами по выводу из эксплуатации и реабилитации территории на атомных объектах Великобритании

кубометра обходится в 46000 фунтов стерлингов. Это цена переработки и хранения, согласно программе NDA по выводу из эксплуатации ядерных объектов. А с учетом стоимости строительства хранилища в геологической формации сумма вырастет до 67000 фунтов стерлингов за кубометр.

В то же время стоимость захоронения низкоактивных отходов в принадлежащем NDA хранилище Дригге в граф. Камбрия составляет 2000 фунтов стерлингов за кубометр, т. е. цена обращения со средне- и высокоактивными отходами в 34 раза выше.

NDA признает свою ответственность за обеспечение эффективного коммерческого управления промышленными активами атомной отрасли и компенсацию затрат на вывод из эксплуатации и реабилитацию территорий. Приоритетами являются ядерная безопасность и защита окружающей среды.

Кроме того, считается, что необходимо создать благоприятную налоговую базу для проектов по выводу из эксплуатации и управления ядерным наследием в соответствии с национальными и международными нормами. Затраты на вывод из эксплуатации и ликвидацию являются уже сегодня весьма существенными и в дальнейшем будут только повышаться. Тем не менее ожидается, что, поощряя инновации и используя конкуренцию, можно добиться снижения затрат.

Оценки жизненного цикла ядерных объектов Великобритании показывают, что операции, относящиеся к компетенции NDA (вывод из эксплуатации, реабилитация и коммерческие операции), составляют примерно 62,7 млрд фунтов стерлингов. Есть и другие затраты, например исследования и разработки, непосредственно финансируемые NDA, расходы, связанные с долгосрочным управлением загрязненными территориями. Учет этих статей увеличивает затраты еще примерно на 7,5 млрд фунтов стерлингов.

В деятельности Управления по выводу из эксплуатации ядерных объектов на ближайшие пять лет определены шесть приоритетов:

- подготовка состоятельных финансовых проектов по различным объектам вывода из эксплуатации и реабилитации территории;
- реальная демонстрация достижений в области вывода из эксплуатации, сокращения рисков для водоемов и пунктов захоронения, особенно в Селлафилде;
- обеспечение конкурентных условий в управлении и проведении работ на большинстве объектов NDA;
- определение лучших способов управления отходами промежуточной активности и низкоактивными отходами;
- оптимизация временных графиков вывода из эксплуатации наиболее старых реакторов (газоохлаждаемых с графитовым замедлителем типа Magnox и др.) при поддержке бизнес-сообщества;
- рассмотрение конечного состояния пунктов вывода из эксплуатации и согласование их временных графиков, а также:
- увязка опыта коммерческих проектов по эксплуатации объектов с проектами по выводу из эксплуатации и реабилитации территории;
- социально-экономическая поддержка населения в пунктах, подведомственных управлению.

Согласно планам в течение 25 лет предполагается:

- добиться окончательной реабилитации площадок в Калхэме, Харуэлле, Уинфрите и, возможно, Капенхерсте;
- добиться окончательной реабилитации площадки в Спрингфилдсе в зависимости от предполагаемых коммерческих поступлений;

– ускорить процесс вывода из эксплуатации Центра британских исследований в области ядерных реакторов в Доунрее в Шотландии.

Кроме того, целью NDA является ускорение вывода из эксплуатации реакторов Magnox и осуществление конечной реабилитации площадки в течение ближайших 25 лет, для чего требуется одобрение правительства.

В то же время в дальней перспективе, до середины 2080-х гг., предстоит вывести из эксплуатации объекты и сооружения в Селлафилде, а все отходы ядерного комплекса необходимо разместить на долговременное управляемое хранение.

Для успешной реализации намеченных планов необходимо тесное сотрудничество с правительством, управляющими и регулирующими органами Великобритании. Все это требует инновационных решений, проведения структурных и технологических изменений в атомной промышленности, стремления к повышению ее безопасности и экологической чистоты.

В качестве ключевых направлений работ по выводу из эксплуатации рассматриваются:

– **объекты и их состояние.** При этом первостепенное внимание будет уделяться вопросу достижения консенсуса по объектам.

Для решения данного вопроса предлагается проведение консультаций и достижение согласия с заинтересованными сторонами, включая местные сообщества, относительно конечного состояния объектов для включения их в последующую стратегию;

– **объекты повышенной опасности.** Здесь рассматриваются проблемы наиболее успешной организации вывода из эксплуатации и реабилитации ядерно и радиационно опасных объектов в Селлафилде и Доунрее. Неполные исторические данные означают, что точный состав этих объектов не определен. Следовательно, дальнейшие работы должны обеспечить извлечение материалов безопасно и без вреда для окружающей среды.

Этим объектам отдается приоритет в проведении работ по выводу из эксплуатации. Так, компания British Nuclear Group Sellafield Ltd разработала стоимостные планы вывода из эксплуатации сооружений в Селлафилде. Для снижения опасности в Доунрее с учетом экологических факторов будет продолжена работа с Британским агентством по атомной энергии (УКАЕА) и регулирующими органами;

– **загрязненная земля и радиоактивные частицы.** До сих пор отсутствует полное понимание степени и природы загрязнения на объектах. Так, в Доунрее радиоактивные частицы ядерного топлива выливались в море в процессе работы с радиоактивными материалами и осели в донных отложениях.

Для урегулирования этой проблемы будет проводиться работа с подрядчиками и регулирующими органами в целях ускорения разработки схем размещения загрязненной земли. В Доунрее в тесном сотрудничестве с УКАЕА продолжится работа по обеспечению адекватного контроля радиоактивных частиц. С 2006 г. УКАЕА начало консультации по обращению с фрагментами ядерного топлива;

– **вывод из эксплуатации АЭС с реакторами Magnox.** Предстоит дать экономическое обоснование полного вывода из эксплуатации реакторов Magnox приблизительно через 25 лет, а не согласно существующей 125-летней программе.

Заинтересованные стороны планируют разработать экономическое обоснование ускорения вывода из эксплуатации реакторных установок Magnox, чтобы справиться с задачей по очистке территории приблизительно в течение 25 лет.

1.5.3. Французская программа реабилитации и вывода из эксплуатации

Французская программа вывода из эксплуатации и реабилитации объектов ядерного наследия стартовала в 2001 г. В настоящее время она финансируется из трех основных источников — это средства специальных фондов, коммерческих предприятий и средства компании Electricite de France за счет отчислений АЭС. В рамках этой программы за обращение с РАО отвечает Французское национальное агентство по обращению с радиоактивными отходами (ANDRA). Оно же будет эксплуатировать хранилище среднеактивных долгоживущих отходов в геологических формациях, которое вступит в строй в 2025 г., и хранилище радиоактивного графита, которое предполагается пустить в эксплуатацию в 2017 г.

Хранилища низкоактивных отходов емкостью до 1000000 м³ будут сосредоточены в Обэ (рис. 1.5.6), а очень низкоактивных отходов емкостью до 650000 м³ — в Морвиле.

В 2005 г. было предложено проектное решение по сооружению подземного хранилища высокоактивных отходов в глиняной формации. Проект прошел стадию научно-технического исследования и оценки безопасности. Бюджет программы — 10 млрд евро.

Фирма Areva, отвечающая за ядерный топливный цикл, в начале 2008 г. решила сосредоточить всю деятельность по выводу объектов из эксплуатации в руках подразделения «Развитие ядерных участков», которому были переданы перерабатывающие заводы UP2 400 на мысе Аг и UP1 в Маркуле, завод MOX-топлива в Кадараше и два участка в Верее и Аннеси, которые занимались производством топлива для газоохлаждаемых реакторов [51].

Работы, выполняемые различными коммерческими и государственными предприятиями, взаимно увязаны и управляются Департаментом по атомной энергии (DEN) Комиссариата по атомной энергии (CEA) Франции. Помимо этого, DEN эксплуатирует

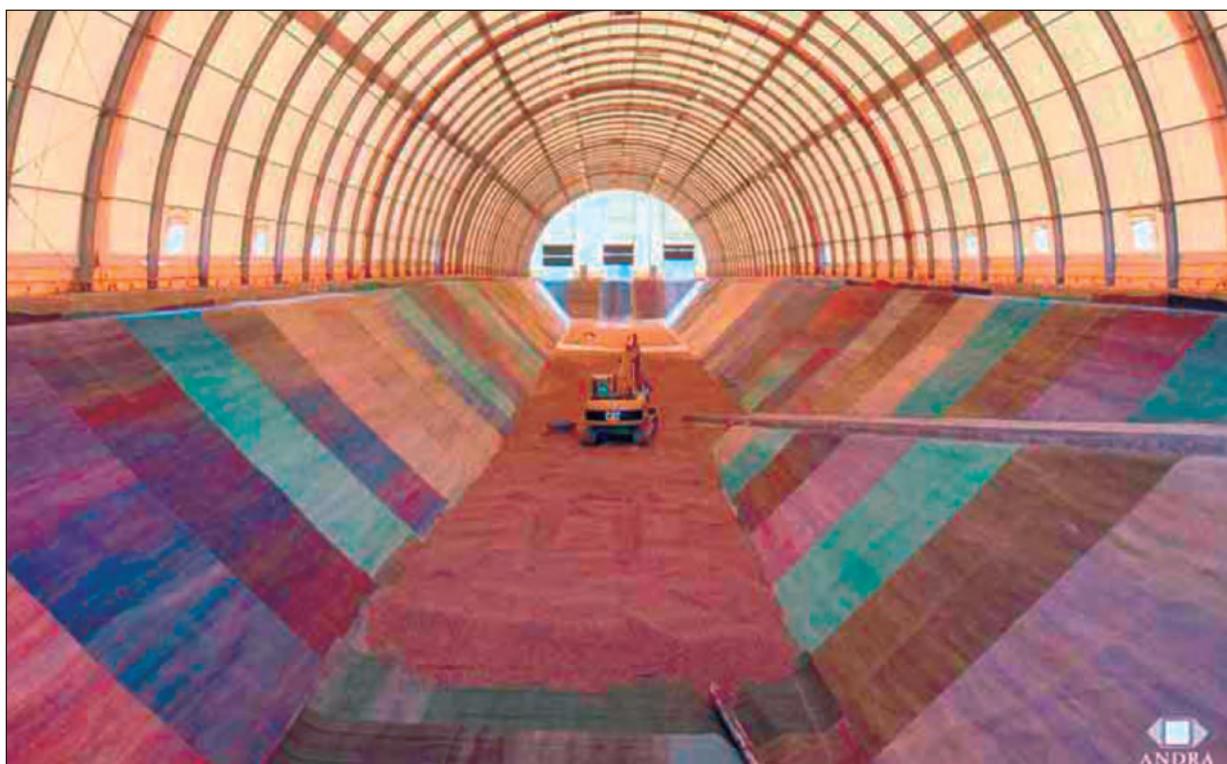


Рис.1.5.6. Внутренний вид хранилища РАО в центре Обэ [50]

17 реакторов и 36 других ядерно и радиационно опасных установок, в частности лаборатории по переработке топливных сборок и специальные установки по обращению с РАО. Некоторые из них в настоящее время демонтируются или подготавливаются к демонтажу. Вместо прежних установок DEN смонтирует новое оборудование по расширению диапазона услуг для разработок и исследований в атомной отрасли [52].

В июне 2001 г. СЕА совместно с контролирующими органами решил создать целевой фонд вывода из эксплуатации установок гражданского назначения. Этот фонд формируется за счет средств, поступающих от промышленных фондов, от выплаты фирмой Areva за использование патентов и технологий и дивидендов по акциям Areva, имеющихся в СЕА. Для демонтажа ядерных установок оборонного назначения, которыми управляет DEN, включая установки на перерабатывающем заводе UP1 в Маркуле, в 2004 г. в рамках СЕА создан отдельный фонд, финансируемый исключительно за счет взносов фирм Electricite de France и Cogema, которые ранее участвовали в программах, реализуемых на заводе UP1. На начало 2008 г. размер фонда достиг 3500 млн евро.

Конечной целью реабилитации является приведение помещений в состояние неограниченного использования и выведение их из-под радиационного контроля. В случае возникновения трудностей DEN предусматривает промежуточные решения, например сохранение ограниченного доступа в помещения с «горячими» участками. На территории расположения объекта реабилитация предполагает достижение расчетной дозы остаточного загрязнения, не превышающей 300 мЗв/год. Дальнейшая оптимизация работ основана на разных критериях, включая стоимость, цель последующего использования, подчиненность размещенных на данной территории установок в будущем, особенности зданий и территорий и т. д.

DEN разработал многолетний план демонтажа завода UP1, включающий как уже остановленные, так и находящиеся в эксплуатации ядерные установки. Как было заявлено, этот план — часть общей стратегии и, прежде всего, будущего научно-исследовательских центров. Кстати, в будущем предполагается концентрация экспериментальных ядерных установок в центрах Кадараш и Маркуль и превращение в неядерные центры Фонтане-о-Роз и Гренобля. Одной из целей является демонтаж к 2025 г. всех установок, закрытых с 1980 по 2010 г.

В рамках этой стратегии в центре Кадараш полностью демонтирован критический стенд Harmonie мощностью 1 кВт, на котором обрабатывались процессы для реакторов на быстрых нейтронах. Установка по обогащению урана ATUE будет демонтирована в 2010 г., а реактор на быстрых нейтронах Rapsodie мощностью 40 МВт — к 2017 г.

Лабораторию в Фонтане-о-Роз предполагается к 2018 г. превратить в неядерный центр. Для этого к середине 2017 г. будет ликвидировано здание 18 и его пристройки, в которых проводились радиохимические исследования плутония и других трансурановых элементов, полученных из облученного топлива. В 2011 г. будет демонтирована бывшая лаборатория радиационной металлургии, в которой изучалось ядерное топливо из плутония.

В ближайшее время в Сакле будут демонтированы реактор Ulysse и небольшая часть станции очистки ЖРО, ликвидирована лаборатория обращения с радиоактивными веществами, в которой проводились эксперименты со значительными количествами радионуклидов.

В Гренобле в программу демонтажа включены все ядерные установки центра в целях полной ликвидации ядерных технологий к 2012 г. В 2007 г. снят с регулирующего контроля реактор Siloette тепловой мощностью 100 кВт. Фактически закончен демонтаж построенного в 1958 г. реактора Melusine мощностью 8 МВт, его намечено снять

с регулирующего контроля в 2010 г. К 2012 г. должны быть демонтированы и сняты с регулирующего контроля исследовательский реактор Siloe номинальной мощностью 35 МВт, который использовался для тестирования материалов, анализа продуктов деления, наработанных в топливных стержнях, производства радионуклидов и кремниевого легирования, и горячая лаборатория ЛАМА, в которой проводились исследования поведения облученного топлива и материалов.

Основные работы по выводу из эксплуатации объектов в Маркуле связаны с демонтажем завода по переработке отработавшего ядерного топлива UP1. Этот завод был пущен в эксплуатацию в 1958 г. для переработки ОЯТ реакторов G1, G2 и G3 и извлечения плутония, предназначенного для военных целей. В конце 1997 г., после 40 лет эксплуатации, было объявлено о закрытии завода UP1. Завершение демонтажа установок химической переработки намечено на 2018 г.

В 1968 г. был закрыт реактор G1, первый уран-графитовый реактор с естественным газовым охлаждением, построенный в 1955 г. Частичный демонтаж проводился до 1987 г., реакторный корпус и труба высотой 110 м были разрушены в 2003 г. при помощи направленного взрыва. Полный демонтаж реактора начнется приблизительно в 2020 г., т. е. после ввода в эксплуатацию хранилища облученного графита.

В начале 1970-х гг. на заводе UP1 перерабатывалось топливо энергетических реакторов UNGG. После прекращения в конце 1997 г. работы завода UP1 началась дезактивация оборудования и операции по демонтажу. Эти операции, известные как «Программа UP1», включают дезактивацию и демонтаж реакторов G1, G2, G3, MAR (всего 400 единиц загрязненного оборудования и перерабатывающих установок завода UP1), установок остекловывания в Маркуле и хранилищ продуктов деления.

Вспомогательные ядерные установки пока еще эксплуатируются, здания этих установок содержат 140000 м³ загрязненных и облученных зон. В процессе реабилитации ожидается появление 26000 метрических тонн отходов низкого и очень низкого уровня. Для проведения этой работы потребуется 4,3 млн человеко-часов и еще миллион человеко-часов — на подготовку и технические исследования. В конце 2006 г. закончились работы по демонтажу 6100 т оборудования, на которые было затрачено 1,075 млн человеко-часов работы. Вывод из эксплуатации и демонтаж вспомогательных установок намечены на 2035–2040 гг.

Другим проектом в Маркуле является вывод из эксплуатации лаборатории АРМ, созданной в 1959 г. для подтверждения правильности операций и процессов обращения с ОЯТ, разрабатываемых для предприятий по переработке ОЯТ на мысе Аг (сейчас принадлежит Areva). В лаборатории АРМ в 1974–1997 гг. было переработано 36 т ОЯТ разных типов и происхождения. Промышленная установка остекловывания продуктов деления была также разработана в рамках проекта АРМ. К настоящему времени оборудование по переработке ОЯТ и связанные с ним резервуары промыты, начался их демонтаж.

Опыт, приобретенный в процессе выполненных работ, широко используется Программой UP1 при отмывке резервуаров хранения продуктов деления. Продолжается работа в ячейках, в которых проводили исследования ОЯТ, разрабатываются сценарии операций с дистанционным управлением, демонтаж отдельных деталей для облегчения будущего демонтажа и обеспечения доступа к ячейкам, а также создания линии для быстрого удаления конструкций. Демонтаж намечено завершить в 2020 г., а разрешение на его проведение должно быть получено в 2013 г. Работы будут выполняться за счет средств оборонного фонда.

Согласно предварительным оценкам, полная стоимость планируемых работ по выводу из эксплуатации до 2025 г. составит 20 млрд евро. В рамках проведения этих работ будет выведено только три реактора компании Electricite de France.

Список литературы к главе 1

1. Ярмоненко С.П., Вайнсон А.А. Радиобиология человека и животных. М.: Высшая школа, 2004.
2. Крупные радиационные аварии: последствия и защитные меры. Р.М. Алексахин, Л.А. Булдаков, В.А. Губанов и др. Под общей ред. Л.А. Ильина и В.А. Губанова. М.: ИздАт, 2001. 752 с.
3. <http://www.icrp.org/>.
4. ICRP Publication 91: A Framework for Assessing the Impact of Ionising Radioation on non-Human Species RADIOATION, 91. Elsevier, 2003.
5. Казаков С. В., Линге И. И. Антропоцентрическая и экологическая парадигмы радиационной защиты//Известия РАН, Сер. «Энергетика». 2004. № 3. С. 52–61.
6. Казаков С. В., Линге И. И. О гигиеническом и экологическом подходах в радиационной защите//Радиационная биология. Радиозкология. 2004. Т. 44, № 4. С. 482–492.
7. Маклафлин Томас П., Монахан Шан П., Прувост Норманн Л. Обзор ядерных аварий с возникновением СРЦ. Редакционная версия 2003 г.: Отчет Лос-Аламосской национальной лаборатории LA-13638. Лос-Аламос, Нью-Мексико, 2000.
8. Отчет по безопасности. М.: Изд-во «Комтехпринт», 2009. 65 с.
9. Международный чернобыльский проект. Оценка радиологических последствий и защитных мер. Доклад Международного консультативного комитета. М., 1991.
10. Chernobyl's Legacy: Health, Environmental and Socio-economic Impacts and Recommendations to the Governments of Belarus, the Russian Federation and Ukraine. Second revised version. The Chernobyl Forum: 2003–2005.
11. НКДАР-2000. Источники и эффекты ионизирующего излучения. Научный комитет Организации Объединенных Наций по действию атомной радиации. Доклад НКДАР ООН 2000 года Генеральной Ассамблее с научными приложениями (в 4-х томах). Пер. с англ. под ред. Л.А. Ильина и С.П. Ярмоненко. М.: Радэкон, 2002.
12. Гуманитарные последствия аварии на Чернобыльской АЭС. Стратегия реабилитации. Отчет представлен по заказу ПРООН и ЮНИСЕФ при поддержке УКГД ООН и ВОЗ. Нью-Йорк-Минск-Киев-Москва, 6 февраля 2002 г.
13. ЕС/WHO/IAEA International conference «One decade after Chernobyl: summing up the consequences of the accident». Austria Center Vienna, Austria, 8–12 April 1996. In book of extended synopses of International Conference «One decade after Chernobyl: Summing up the Consequences of the Accident».
14. 15 лет после Чернобыля: уроки, оценки, перспективы/Сборник трудов симпозиума. М.: Изд-во «Комтехпринт», 2002. 92 с.
15. Российский национальный доклад «20 лет Чернобыльской катастрофы: итоги и проблемы преодоления ее последствий в России». М., 2006. 92 с.
16. Гуськова А.К., Аклев А.В., Кошурникова Н.А. Первые шаги в будущее: атомная промышленность и медицина на Южном Урале. М., 2009. 183 с.
17. Радиационная медицина. Под общей ред. Л.А. Ильина. Т. 1. Теоретические основы радиационной медицины. М.: ИздАт, 2004. 992 с.
18. Радиационная медицина. Под общей ред. Л.А. Ильина. Т. 2. Радиационные поражения человека. М.: ИздАт, 2001. 432 с.
19. Радиационная медицина. Под общей ред. Л. А. Ильина. Т. 3. Радиационная гигиена. М.: ИздАт, 2002. 608 с.
20. Федеральный закон Российской Федерации от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии». С изменениями федеральных законов от 10 февраля 1997 г. № 28-ФЗ; от 10 июля 2001 г. № 94-ФЗ; от 11 ноября 2003 г. №140-ФЗ//Сайт госкорпорации «Росатом» «rosatom.ru».
21. Nuclear Energy today. Nuclear Energy Agency and Organization for Economic Cooperation and Development, 2005.
22. Financial aspects of decommissioning: Report by an expert group IAEA-TECDOC-1476, International Atomic Energy Agency, November 2005.
23. Большов Л.А., Абалкина И.Л., Ерома А.А., Казаков С.В., Линге И.И., Малышев А.Б., Агапов А.М. Анализ зарубежного опыта финансирования работ по долгосрочному обращению с ОЯТ, РАО и выводу ядерно и радиационно опасных объектов из эксплуатации. М.: Препринт ИБРАЭ РАН, 2006.
24. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. INFCIRC/546, 24 December 1997.
25. The United Kingdom's second national report on compliance with the obligations of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. February 2006.
26. Sweden's second national report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. 2006.
27. United States of America Second National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and the Safety of Radioactive Waste Management. October 2005.
28. 42 USC 10222 — Sec. 10222. Nuclear Waste Fund. 42 USC — US Code — Title 42: The Public Health and Welfare. January 2003.
29. DOE/RW-0534. Washington, DC: Office of Civilian Radioactive Waste Management. DOE. 2001b. DOE and State of Missouri Reach Agreement for Spent Fuel Transportation on Interstate 70 DOE/RW-0534 (May 2001).
30. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. Second national report on implementation by France of its obligations under the Convention. September 2005.

31. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. France's answers to questions and comments received from other Contracting Parties on its second report for the JC. 2005.
32. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management: Report under the Joint Convention by the Government of the Federal Republic of Germany for the Second Review Meeting in May 2006. 2006.
33. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. National Report of Japan for the Second Review Meeting. International Affairs Office, Nuclear and Industrial Safety Agency, 25 November 2005.
34. Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. Second Report the Canadian Nuclear Safety Commission. October 2005.
35. Szilagy A. and Yvette Collazo. The United States Department of Energy, Office of Environmental Management's Progress and Challenges in Environmental Remediation and Decommissioning, In Proc. of Intern/ Cont. «Decommissioning challenges: Industrial Reality», 28 September – 02 October 2008, Avignon, France. CD-ROM.
36. Tuor N. R., Schubert A. L. Rocky Flats closure project update: preparing for closure in 2005. Там же. CD-ROM, 5008.
37. Ballinger M.Y. and Hall R.V. A History of Major Hanford Facilities and Processes Involving Radioactive Material. PNL-6964 HEDR. Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington 99352, March 1991.
38. Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. United Nations. New-York, 2000.
39. The Release of Radioactive Material from Hanford: 1944–1972. Environmental Health Programs Report. Hanford Health Information Network. 1999.
40. Heeb C.M. Radioactive Releases to the Atmosphere from Hanford Operations, 1944–1972. Battelle. Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington 99352, January 1994.
41. Containing the Cold War Mess. Restructuring the Environmental Management of the U.S. Nuclear Weapons Complex. By: Marc Fioravanti and Arjun Makhijani, Ph.D. October 1997.
42. Smith T. Z., Wiegman S. A., Honeyman J. O. Hanford tank waste treatment system: Proc. of WM'05 Conference, February 27 – March 3, 2005. Tucson, AZ, USA, CD-ROM, 5422.
43. Environmental Restoration Contractor accelerate cleanup in FY 2001. <http://www.bhi-erc.com/news/reach/2001/112601.pdf>
44. Greenwell R. D. Management of transuranic waste retrieval project risks-successes in the startup of the Hanford 200 area waste retrieval project: Там же. CD-ROM, 5134.
45. Hanford Federal Facility Agreement and Consent Order, 89-10, Rev. 6, April 2003, as amended by Change Package M-91-03-01: «Modification of Hanford Facility Agreement and Consent Order M-91 Series Provisions».
46. Turner D. W., Bolling D. H., Hall D. M. Planning and implementation of the retrieval of buried transuranic waste at Oak Ridge National Laboratory: Proc. of WM'05 Conference, February 27 – March 3, 2005, Tucson, AZ, USA, CD-ROM, 5246.
47. DeRoos K., Jones A., Jones S. et al. Oak Ridge reservations department of energy facilities waste disposition challenges and success stories. Там же. CD-ROM, 4449.
48. Brownstien M., Rice J. Environment remediation techniques and successes at the Maxey Flats disposal site. CD-ROM, 4091.
49. Jackson Ian. Extracted from «Nukenomics – The commercialization of Britain's nuclear industry»?//Nuclear Engineering International. 2008. April. P. 24-26.
50. Дюпа М. К. Надо пройти долгий путь, чтобы завоевать доверие//Безопасность окружающей среды. 2008. № 1. С. 82–85.
51. Gay A. «Areva» decommissioning strategy and programme: In Proc. of Intern/ Cont. «Decommissioning challenges: Industrial Reality», 28 September – 02 October 2008. Avignon, France, CD-ROM.
52. Lecomte C., De Prunele D., Tallec M., Rozain JP., Nokhamzon JG. Dismantling at the CEA's Nuclear Energy Division: strategy and programmers: In Proc. of Intern/Cont. «Decommissioning challenges: Industrial Reality», 28 September – 02 October 2008, Avignon, France. CD-ROM.

ГЛАВА 2

Последствия реализации начальных этапов ядерных оборонных программ

Новые области науки и техники, как правило, представляли особый интерес для военно-политического руководства. Возможное военное применение достижений науки для ведущих стран являлось доминирующим фактором при решении вопроса о выделении средств на исследования и развертывание промышленного производства. Применительно к ядерным технологиям ситуация усугублялась мировой войной, а затем и глобальным противостоянием, быстро перешедшим в состояние холодной войны, а также беспрецедентным потенциалом нового оружия даже в сравнении с технической оснащенностью и масштабом военной мощи участников противостояния. Это обусловило и чрезвычайно высокие темпы исследований, их быструю практическую реализацию и весьма специфические условия их ведения. Ядерное оружие как конечный результат не могло быть продемонстрировано в лабораторных условиях, для его демонстрации необходимо было создать мощнейшие научно-промышленные комплексы, затраты на которые были значимы для экономики любой страны мира.

В этих условиях старт ядерных оборонных программ мог состояться только при определенном доверии политического руководства к представителям науки. Поэтому именно с обращений выдающихся ученых стартовали ядерные программы Германии, США и СССР. В двух последних случаях они, правда, подтверждались данными разведки о работах, ведущихся с 1939 г. в фашистской Германии по созданию атомной бомбы – «урановой машины», а в последующем – и об атомном проекте США.

Хорошо известно [1], что вопросы возможного военного использования атомной энергии, инициируемые советскими физиками, неоднократно обсуждались советским руководством. По ним принимались важные решения. А день принятия первого официального документа – распоряжения Государственного Комитета Обороны № 2352сс от 28 сентября 1942 г. «Об организации работ по урану», – с которого, можно считать, начались работы по Атомному проекту, с 2005 г. стал отмечаться как профессиональный праздник атомщиков – День работника атомной промышленности.

В феврале 1943 г. было принято специальное решение ГКО о создании первого в стране научно-исследовательского учреждения, призванного заняться атомной проблемой [2]. Это была Лаборатория № 2, или ЛИПАН – Лаборатория измерительных приборов Академии наук СССР, руководство которой было поручено И.В. Курчатову (в настоящее время – Российский научный центр «Курчатовский институт»). Ей поручалось построить опытный уран-графитовый реактор, для чего необходимо было получить 50 т природного урана в виде металла и графит высокой чистоты. ГКО обязал Наркомат цветной металлургии срочно заняться развертыванием добычи урана. Чистый слиток урана массой 1 кг был получен в конце 1944 г.

Реализация атомного проекта США являлась предметом пристального внимания со стороны СССР и целенаправленной деятельности советской разведки. Летом 1945 г.

необходимость принятия срочных мер по разработке ядерного оружия в нашей стране получила практическое подтверждение. Первое ядерное испытание на полигоне в Аламогордо (шт. Нью-Мексико), атомные бомбардировки Хиросимы и Нагасаки, показав реальные возможности нового вида оружия, подтолкнули СССР к решительным действиям.

Следует отметить чрезвычайно важное обстоятельство, характеризующее реализацию Атомного проекта СССР. Первые послевоенные десятилетия советские участники работ по созданию ядерного оружия жили и работали в ситуации полной убежденности в готовности США к ядерному нападению на СССР. Большой объем подтверждающих эту готовность фактов со всей очевидностью усиливался существовавшей в то время политической системой. Один из выдающихся участников этого проекта – А.П. Александров, например, отмечал [2]: «Сразу после капитуляции Японии в США началась психологическая подготовка к новой войне с СССР, в печати открыто обсуждалось, как она должна быть организована, приводились схемы с указанием трасс ядерных бомбардировщиков, нацеленных на Москву и крупные города, оценивались возможные затраты на атомное нападение».

Ликвидация монополии США на обладание ядерным оружием, а затем и достижение ядерного паритета стали главной целью деятельности тысяч ученых, инженеров и организаторов отечественного производства. Приоритетность достижения этой цели отодвинула на второй план другие условия, в том числе связанные с безопасностью, ставшие в настоящее время обязательными при использовании атомной энергии.

Не менее важно учитывать и характер существовавшей в то время в СССР жесткой системы централизованного управления. Реальная роль СССР в мировой политике в условиях недавней победы над фашистской Германией, быстрое изменение характера отношений с бывшими союзниками вынуждали к принятию жесткой политической установки на скорейшую ликвидацию монополии США на ядерное оружие. Эта установка вместе с общей ориентацией СССР на противостояние с Западом на многие годы и десятилетия предопределила масштаб, темпы и характер организации в СССР работ по всем аспектам деятельности, которые имели хоть какое-либо военное значение. Эти подходы в последующем зачастую применялись и в мирной сфере.

Характерными чертами этого подхода являлись примат достижения конечной цели, упрощенное отношение к планированию и эффективности использования ресурсов, второстепенное отношение к гуманитарным вопросам, в том числе вопросам жизни и здоровья работников, а тем более к вопросам охраны окружающей среды. Вполне естественно, что эти специфические черты в полной мере реализовались в наиболее закрытой и масштабной деятельности по созданию отечественного ядерного оружия.

Отсутствие опыта, апробированных технологий и некоторых наукоемких производств в совокупности с пониманием неизбежного и беспрецедентно сурового наказания в случае неполучения конечного результата требовало от всех участников работ невероятного напряжения сил. Рядовые работники, специалисты, ученые и организаторы производства работали в чрезвычайно тяжелых условиях, которые диктовались жесткими, сжатыми сроками реализации Атомного проекта. Такой подход во многом явился причиной тех проблем, которые теперь принято называть «ядерным наследием».

Пытаясь не злоупотреблять известными фактами, попробуем проиллюстрировать необычайно высокие темпы работ, направленных на создание первой атомной бомбы [1, 3].

Уже 20 августа 1945 г. Постановлением Государственного Комитета Обороны № 9887сс/оп «О Специальном комитете при ГОКО» был создан Специальный комитет под председательством Л.П. Берия, наделенный особыми и чрезвычайными полномочиями для решения любых проблем, связанных с реализацией Уранового проекта.

На Специальный комитет была возложена организация всей деятельности по использованию атомной энергии в СССР: проведение научно-исследовательских работ, разведка месторождений и добычи урана в СССР и за его пределами, создание атомной промышленности, ядерно-энергетических установок, разработка и производство атомных бомб. Понятно, что именно эта последняя задача являлась ключевой, и ее решению в первые годы реализации Атомного проекта СССР были подчинены все другие задачи.

Для предварительного рассмотрения научных и технических вопросов, вносимых на обсуждение Специального комитета, создается Технический совет под председательством В.Л. Ванникова.

Для непосредственного руководства научно-исследовательскими, проектными, конструкторскими организациями и промышленными предприятиями по использованию внутриатомной энергии урана и производству ядерного оружия при СНК СССР 30 августа 1945 г. было образовано по Постановлению СНК СССР № 2227-567 Первое главное управление (ПГУ), подчиненное Специальному комитету. В постановлении указывалось, что никакие организации, учреждения и лица без особого разрешения ГКО не имеют права вмешиваться в административно-хозяйственную и оперативную деятельность ПГУ.

Вслед за ПГУ было создано Второе главное управление, деятельность которого охватывала руководство организациями, занимающимися геологоразведкой, поиском урановых руд, их добычей, обогащением и производством металлического урана.

В 1945–1946 гг. в Лаборатории № 2 была разработана программа создания атомной бомбы, включавшая общую характеристику объемов и содержания научно-исследовательских работ и разработок в области ядерной физики, геологии, металлургии урана, технологии разделения изотопов, получения плутония. Предусматривалось строительство предприятий, составляющих производственную базу ядерного оружейного комплекса.

В результате уже в 1945 г. Правительством СССР были приняты следующие важнейшие решения:

- о создании на базе Кировского завода (г. Ленинград) двух специальных опытно-конструкторских бюро, предназначенных для разработки оборудования, производящего обогащенный уран-235 методом газовой диффузии;
- о начале строительства на Среднем Урале (около поселка Верх-Нейвинский) диффузионного завода для получения обогащенного урана-235;
- об организации лаборатории для работ по созданию тяжеловодных реакторов на природном уране;
- о выборе площадки и начале строительства на Южном Урале первого в стране предприятия по производству плутония-239.

В соответствии с последним пунктом в состав предприятия должны были войти:

- уран-графитовый реактор на природном уране;
- радиохимическое производство по выделению плутония-239 из облученного в реакторе природного урана;
- химико-металлургическое производство по получению особо чистого металлического плутония.

2.1. Комбинаты по производству оружейного плутония

К комбинатам, ориентированным на производство оружейного плутония, относятся ПО «Маяк», Сибирский химический комбинат и Горно-химический комбинат. Каждый из них имеет как минимум реакторное производство для наработки плутония из урана, радиохимическое производство для выделения плутония из облученных на реакторе урановых блоков и химико-металлургическое производство для получения чистого плутония. Все они были расположены в удаленных от западных и восточных границ государства районах (вблизи городов Челябинска, Томска и Красноярска соответственно), богатых водными ресурсами.

2.1.1. ФГУП «ПО «Маяк»

На протяжении большей части своего открытого существования предприятие известно как ПО «Маяк», хотя до этого имело много иных названий — Завод № 817, База-10, Челябинск-40, Челябинск-65, химкомбинат, комбинат «Маяк». Предприятие часто называют первенцем атомной промышленности. Одновременно оно является наиболее сложным фрагментом ядерного наследия, связанным именно с начальным этапом создания ядерного оружия.

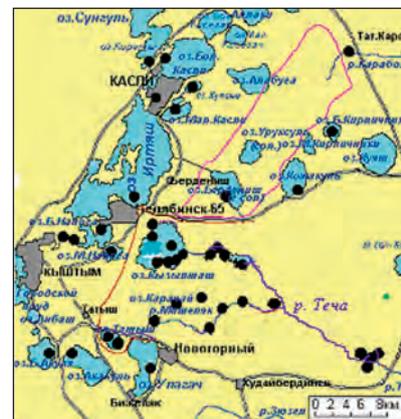
Постановлением Правительства СССР № 3007-892 от 1 декабря 1945 г. для строительства предприятия по производству плутония был отведен большой участок недалеко от г. Кыштыма. Для промышленной площадки была выбрана территория на южном берегу озера Кызылташ, а под жилой массив — полуостров на южном берегу озера Иртяш (рис. 2.1.1.1.).

Основным мотивом выбора места расположения из соображений защищенности и секретности предприятия являлась относительная удаленность от границ государства, от больших городов и оживленных транспортных магистралей. При этом требовалось наличие магистральной железной дороги для доставки оборудования и строительных материалов, мощных источников электроэнергии и водных ресурсов.

Выбранная площадка расположена в районе Каслинско-Иртяшской системы озер, сток воды из которой осуществлялся через р. Теча и далее в р. Исеть. Началом р. Течи являлся исток из оз. Иртяш с транзитом воды через оз. Кызылташ. Река Теча принимала также сток воды из оз. Улагач через небольшой приток — р. Мышеляк. В значительной степени выбранное место отвечало поставленным требованиям. После проведенных на площадке необходимых геологических изысканий с начала декабря 1945 г. туда начали прибывать первые строители.

Рис. 2.1.1.1. Карта расположения ПО «Маяк»
(на момент пуска):

-  — санитарно-защитная зона Восточно-Уральского радиоактивного следа;
-  — санитарно-защитная зона комбината;
-  — пункты наблюдения за радиационной обстановкой.



В Постановлении Совмина СССР от 9 апреля 1946 г. «О подготовке и сроках строительства и пуска завода № 817» уже указывались не только сроки, но и объемы его продукции.

При выборе площадки под строительство города были проведены исследования по определению преимущественных направлений ветров, проработаны вопросы разбавления в атмосфере радиоактивных и химических веществ, выбрасываемых производственными трубами, определены параметры труб промышленных объектов, чтобы промплощадка комбината оказывала минимальное воздействие на население близлежащих населенных пунктов. Время показало, что выбор взаимного расположения предприятия и города оказался достаточно рациональным. Радиационные последствия даже серьезных аварийных ситуаций на комбинате практически не оказали влияния на жизнедеятельность города.

Известные подробности реализации Атомного проекта СССР, связанные с успешной деятельностью советской разведки [1], не снижают заслуг ученых и организаторов производства, работавших на комбинате все 60 лет его производственной деятельности. Принципиально важным являлось скорейшее получение конечной продукции комбината – особо чистого металлического плутония, пригодного для изготовления атомной бомбы. В этой связи основные производства создавались одновременно. Темпы строительства всех производств и изготовления оборудования для них были исключительно высокие. Объекты сооружали и гражданские, и военные строители, и заключенные. Общее число строителей в пиковые месяцы 1948 г. достигало 45 тыс. человек. Уже к маю 1946 г. было открыто движение по первой ветке железной дороги, построены тридцатикилометровая ЛЭП-220 и ЛЭП-110 от города Касли до с. Старая Теча.

В состав первой очереди предприятия должны были входить три основных производства:

- реакторное (уран-графитовый реактор на естественном уране (завод «А»);
- радиохимическое по выделению плутония-239 из облученного в реакторе естественного урана (завод «Б»);
- химико-металлургическое по получению особо чистого металлического плутония (завод «В»), а также целый комплекс инфраструктурных подразделений, среди которых важно отметить комплекс «С», предназначенный для хранения высокоактивных РАО.

В табл. 2.1.1.1. приведены сроки пуска и текущее состояние основных производств комбината.

В настоящее время ФГУП «ПО «Маяк» является производственным комплексом, включающим 7 основных заводов и 16 обеспечивающих подразделений.

Основные заводы ПО «Маяк» расположены на двух отдельных площадках, удаленных от жилых массивов г. Озерска на 15 и 20 км, от поселка № 2 – на 10 и 2 км, от городов Касли и Кыштыма – на 15 км, от областного центра г. Челябинска – на 60 км. Территория предприятия занимает площадь около 256 кв. км. В северо-западной и юго-западной частях территории расположены жилые массивы г. Озерска и поселка № 2. Центральную и восточную части занимает основная промплощадка. Территории между промышленной и жилой зонами заняты вспомогательными производствами.

На рис. 2.1.1.2 представлен общий вид на здание промышленного реактора.

Освоение новых производств сопровождалось интенсивными исследованиями в области обеспечения радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды. Начиная с 1951 г. к работам по защите населения и реабилитации загряз-

Таблица 2.1.1.1

**Ввод в действие и состояние основных мощностей промышленного комплекса
ПО «Маяк»**

Объект	Этапы пуска производств	Текущее состояние
Промышленный комплекс в целом	20 августа 1945 г. – решение о создании отрасли (Первое главное управление при Совмине СССР); 1 октября 1945 г. – выбор площадки; 1 декабря 1945 г. – утверждение площадки; 9 апреля 1946 г. – решение о строительстве промышленного комплекса	2009 г. – ФГУП «ПО «Маяк» – 7 основных заводов, 12 тыс. сотрудников
Реактор «А»	15 апреля 1946 г. – утверждение проектного задания на реактор «А» для наработки оружейного плутония; 19.06.1948 г. – пуск реактора «А» в эксплуатацию	16 июня 1987 г. – остановлен
Радиохимический завод «Б» (завод 25)	Сентябрь 1948 г. – подготовлен к пуску завод «Б» для выделения плутония из облученных блочков реактора «А»; январь 1949 г. – начало переработки продукции	На базе завода 25 создан комплекс РТ-1
Химико-металлургическое производство – завод «В»	Февраль–март 1949 г. – закончена реконструкция артиллерийских складов под химико-металлургический цех № 9 и реконструкция цеха № 4; август 1949 г. – изготовлен первый ядерный заряд	Эксплуатируется
Реактор АВ-1	Конец 1948 г. – начато строительство реактора АВ-1; май 1950 г. – реактор сдан в эксплуатацию	12 августа 1989 г. – остановлен
Реактор АВ-2	17 октября 1949 г. – начаты работы по строительству реактора АВ-2; 30 марта 1951 г. – реактор сдан в эксплуатацию; 1 января 1954 г. – реакторы АВ-1 и АВ-2 объединены в единый завод под номером 24	14 июля 1990 г. – остановлен
Реактор «АИ»	18 августа 1950 г. – решение о строительстве реактора «АИ»; 14 февраля 1952 г. – вывод на полную мощность	25 мая 1987 г. – остановлен реактор и опытно-экспериментальные установки
Реактор АВ-3	1951–1952 гг. – строительство самого мощного реактора АВ-3; 15 сентября 1952 г. – принят в эксплуатацию	1 ноября 1991 г. – остановлен
Тяжеловодный реактор ОК-180	6 июня 1949–23 сентября 1951 г. – строительство первого в стране тяжеловодного реактора; 17 октября 1951 г. – пуск реактора	3 марта 1966 г. – остановлен
Тяжеловодный реактор ОК-190	Октябрь 1953 г. – начало строительства тяжеловодного реактора ОК-190; 27 декабря 1955 г. – физический пуск	8 октября 1965 г. – остановлен; 1970 г. – корпус реактора извлечен из шахты и захоронен

Продолжение таблицы 2.1.1.1

Радиохимический завод 35	1952 г. – решение о строительстве нового радиохимического завода «ДБ» (дублера завода 25); 20 мая 1957 г. – завод 35 юридически начал существовать как самостоятельный завод химкомбината «Маяк»; 15 сентября 1959 г. – осуществлен пуск на реальном сырье	Эксплуатируется. С 1987 г. прекращено производство оружейного плутония
Завод 156	Июль 1954 г. – произведено укрупнение производств, реакторы «А», «АИ» и АВ-3 объединены в завод 156; 1955 г. – организована радиоизотопная лаборатория на базе здания 701 завода 156; сентябрь 1957 г. – на 156 заводе введен в эксплуатацию комплекс зданий цеха № 1	Завод 156 эксплуатируется
Завод «РИ» (позднее – завод 45)	1957 г. – начато строительство завода «РИ» по производству источников ионизирующего излучения; 1962 г. – все подразделения комбината, занятые производством радиоактивных препаратов и источников ионизирующих излучений (комплекс зданий 188 и 188а площади 35, комплекс «РИ», лаборатория «РИ» завода 156 и лаборатория № 9 ЦЗЛ), вошли в состав завода 45	Эксплуатируется
Особое конструкторское бюро контрольно-измерительных приборов и автоматики (ОКБ КИПиА)	1951 г. – образована Центральная служба контроля производства и элементов автоматики (ЦС КИПиА); в 1954 г. ЦС КИПиА переименована в Особое конструкторское бюро контрольно-измерительных приборов и автоматики (ОКБ КИПиА); в 1965 г. ОКБ КИПиА назначено головным по разработке контрольно-измерительных приборов и средств автоматизации	Функционирует
Тяжеловодный реактор ОК-190М	Март 1966 г. – закончено строительство очередного тяжеловодного реактора; апрель 1966 г. – реактор вышел на проектную мощность	16 апреля 1986 г. – заглушен и выведен из эксплуатации
Комплекс «РТ-1» завода 235 Цех остекловывания радиоактивных отходов	26 июня 1967 г. – Постановление Совмина СССР о строительстве комплекса «РТ-1»; 1977 г. – введен в строй 1987 г. – введен в эксплуатацию цех остекловывания радиоактивных отходов; 1991–2009 гг. – эксплуатация печей «ЭП-500/1, 2, 3, 4» по остекловыванию высокоактивных отходов	Эксплуатируется «ЭП-500/4»
Южно-Уральская АЭС	В 1984 г. Постановлением Совета Министров СССР принято решение о строительстве Южно-Уральской АЭС	1992 г. – прекращено финансирование строительства
Российское хранилище делящихся материалов	1995 г. – начато строительство РХДМ (Российского хранилища делящихся материалов)	введен в эксплуатацию в 2003 г.

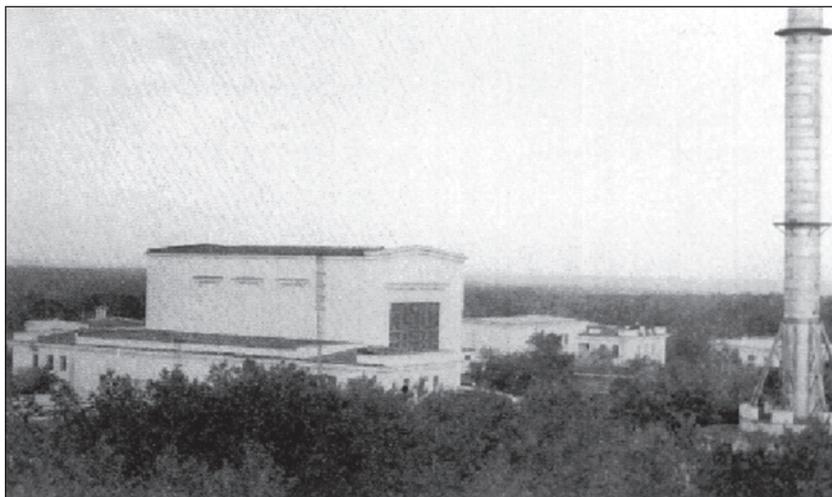


Рис. 2.1.1.2. Здание 1-го промышленного реактора

ненных территорий привлекались ведущие ученые и специалисты организаций АН СССР, АМН СССР, ВАСХНИЛ, Минздрава СССР, Минсельхоза СССР, Мингео СССР и других ведомств.

В последующем были организованы также специальные научные центры. На разных этапах работ значительную роль сыграли ГНЦ Российской Федерации «Институт биофизики» и его бывшие филиалы – Южно-Уральский институт биофизики (г. Озерск) и Уральский научно-практический центр радиационной медицины (г. Челябинск), ГЕОХИ РАН, ИГЕМ РАН, ИБРАЭ РАН, Радиевый институт, ВНИПИЭТ, ИПГ, ВНИИСХРАЭ, НИИРГ (Санкт-Петербург), ФГУГП «Гидроспещгеология» (Федеральное агентство по недропользованию). Многие из них продолжают осуществлять научное обеспечение работ до настоящего времени.

2.1.1.1. Реакторное производство

Остановленные промышленные реакторы ПО «Маяк» являются характерным элементом ядерного наследия.

Задачей реакторного производства являлась наработка плутония. Как уже отмечалось, строительство первого промышленного реактора велось одновременно с проектированием. За основу проекта первого реактора был взят «Проект вертикального аппарата «А» – уран-графитовый реактор мощностью 100 МВт, разработанный в НИИхиммаш (впоследствии – НИКИЭТ) совместно с рядом других проектных и научных институтов [4, 5]. Первоначально предполагалось строительство реактора с горизонтальным расположением стержней. При этом котлован здания должен был иметь глубину всего 8 м. В окончательном варианте реактора с вертикальным расположением стержней глубина котлована здания увеличивалась до 43 м, а шахта разгрузки заглублялась до 53 м. Потребовавшаяся дополнительная геологоразведка места сооружения реактора показала, что сильно заглубленные грунты являются неустойчивыми, что существенно затруднило работы. Тем не менее в августе 1947 г. закончилось бетонирование котлована для реактора и началось возведение здания и монтаж оборудования.

К концу 1947 г. начались работы по монтажу самого реактора. Монтаж оборудования велся круглосуточно. Это позволило уже к маю 1948 г. закончить монтаж и приступить к проверке механизмов и систем контроля реактора. В начале июня в графитовой кладке было размещено 1000 технологических каналов, в которые должны были загружаться урановые блоки в оболочках из алюминия. Для загрузки реактора предназначалось 150 т сверхчистого урана.

Вечером 7 июня 1948 г. был осуществлен физический пуск реактора «А», а 19 июня 1948 г. в 12.45 он был выведен на проектную мощность в 100 МВт. Он стал первым на континенте промышленным ядерным реактором. Но, как отмечает Н.А. Доллежалъ, «событие это было скромно отмечено в узком кругу. Относилось оно к разряду строго охраняемых государственных тайн, и поэтому знали о нем немногие» [4].

Максимальная наработка плутония могла быть обеспечена только постоянной работой реактора на номинальной мощности. Любые его остановки расценивались как срыв планов с соответствующими последствиями.

В работах [3, 6] приведено большое количество примеров быстрого восстановления работы реактора после аварийных ситуаций. Например, 28 июня 1948 г. в одной из ячеек образовалась масса из разрушенного уранового блока, спекшегося с графитом. Реактор был остановлен, и до 30 июня велись ремонтные работы. 25 июля, когда аналогичная ситуация возникла в другой ячейке, было принято решение проводить чистку на работающем реакторе, что неизбежно привело к радиационному загрязнению помещения и облучению персонала.

Уже в конце 1948 г. стала фиксироваться массовая протечка алюминиевых труб технологических каналов, вызванная коррозией алюминия, что вело к попаданию воды в окружающую канал графитовую кладку. Физические свойства влажного графита могли приводить к прекращению цепной реакции, следовательно, требовалась сушка графита. 20 января 1949 г. реактор пришлось остановить на капитальный ремонт для замены поврежденных труб и сушки графита. При этом уже облученные урановые блоки, сохранившие свои «производственные» качества, необходимо было сберечь, не повредив оболочку, и вновь загрузить в реактор. По оценкам, для обеспечения безопасной работы требовалась остановка реактора на год, что считалось невозможным из-за жестких сроков наработки плутония. Принятым планом аварийно-восстановительных работ они были проведены за два месяца. В итоге и во время этого ремонта, и в последующий период состояние радиационной безопасности персонала с современных позиций оценивается как аварийное.

К лету 1949 г. реактор начал работать без существенных сбоев и вместо предполагавшихся по проекту 5 лет работы эксплуатировался почти 39 лет.

Успешное испытание первой отечественной атомной бомбы только усилило политические требования наращивания выпуска необходимых количеств оружейного плутония. Для увеличения его производства вслед за объектами первой очереди началось строительство новых, более мощных промышленных реакторов и иных производств. В течение 1949–1951 гг. на предприятии были сооружены и введены в эксплуатацию еще два промышленных уран-графитовых прямоточных реактора АВ-1 и АВ-2.

В октябре 1952 г. был запущен самый мощный из этой серии реакторов – АВ-3. Несмотря на приобретаемый опыт, и на более поздних реакторах работа проходила в сложных условиях. Только за первый год работы реактора АВ-3 число вынужденных остановок реактора превысило 1200 [3].

В период 1951–1986 годов был накоплен значительный опыт эксплуатации тяжелых реакторов.

В 1979 г. пущен в эксплуатацию легководный промышленный реактор третьего поколения «Руслан», функционирующий и в настоящее время. В 1987 г. сдана в эксплуатацию тяжеловодная установка «Людмила». Обладая уникальными нейтронно-физическими характеристиками, в настоящее время эти реакторы производят широкую номенклатуру радиоактивных изотопов (кобальт-60, углерод-14, иридий-192 и многие другие) для изготовления препаратов и источников. На реакторе «Руслан» создана и освоена технология радиационного легирования кремния. Можно предположить, что к моменту их окончательного останова будет накоплен необходимый опыт ведения работ по выводу этих реакторов из эксплуатации.

В настоящее время реакторное производство ПО «Маяк» включает два действующих реактора, производящих радионуклиды военного и гражданского назначения, и пять остановленных уран-графитовых аппаратов.

Основную проблему в реакторном производстве в настоящее время представляет эксплуатация реакторных установок в режиме окончательного останова и вывод их из эксплуатации. Для рассматриваемой проблемы ядерного наследия важны следующие факторы:

- при проектировании, строительстве и эксплуатации промышленных реакторов вопросы вывода из эксплуатации не рассматривались, а информация, необходимая для вывода из эксплуатации, целенаправленно не собиралась;

- отсутствуют отработанные технологии безопасного обращения с большими объемами облученного и загрязненного графита;

- большое количество нарушений в работе реакторного производства приводило к образованию значительного количества твердых РАО, которые практически не перерабатывались, а накапливались и зачастую захоранивались в различного рода могильниках;

Проблема вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов является одной из наиболее приоритетных, но в настоящее время практически не решена. Разработка научно обоснованной стратегии оптимального решения поставленной задачи является актуальной с учетом наличия подобного типа реакторов на других объектах.

Еще одной важной задачей, которая также может быть отнесена к ядерному наследию, является достоверная оценка последствий работы персонала в условиях чрезвычайно сложной радиационной обстановки на реакторном производстве.

Радиационная безопасность персонала

Еще в начале работ над атомным проектом для всех было очевидно вредное воздействие радиации на организм человека, но полные данные о механизмах воздействия и допустимых дозовых нагрузках в начальный период работы производства были весьма ограничены. Внимание уделялось только охране здоровья персонала и опосредованно – вопросам здоровья населения. Поэтому в первые десятилетия существования предприятия основным ограничителем негативного воздействия на окружающую среду являлись мероприятия по снижению облучаемости персонала и только в наиболее острых случаях – населения. К моменту пуска первого реактора имелась достаточно надежная для того времени система и приборы для индивидуального контроля только внешнего облучения персонала. На уровне имеющихся знаний объекты проектировались с таким расчетом, чтобы все опасные процессы протекали за соответствующей биологической защитой и управлялись дистанционно. Тем не менее не только во время пуска и наладки объектов, но и в первые годы их эксплуатации возникали

неполадки в оборудовании, нарушения технологических коммуникаций, отказы контролирующих приборов и т. д. В связи с этим персонал достаточно часто оказывался в повышенных радиационных полях.

Не ясно было также, как поведет себя оборудование при работе в таких условиях и каковы могут быть последствия для персонала. В подтверждение этого можно привести слова академика Н.А. Доллежала, под руководством которого проектировалось большинство промышленных реакторов: «Не было, например, стопроцентной ясности с радиацией — сколь велика ее угроза, как обеспечить надежную защиту от нее» [4].

Мощность поглощенной дозы фотонов в воздухе центрального зала реактора «А» и узла технологической вентиляции достигала 24 мР/ч, а на участках ремонтных работ была в десятки раз выше [6].

В 1948–1952 гг. даже среднегодовая доза облучения персонала реактора превышала дозовые пределы того времени и достигала сотен миллигрей.

В 1948–1952 гг. осваивались технологические процессы, проводилось изучение реальной радиационной обстановки и поиск мер, позволяющих уменьшить облучение персонала. В период с 1953 по 1959 г. система обеспечения радиационной безопасности получила значительное развитие — был внедрен ежесменный, а иногда и пооперационный индивидуальный дозиметрический контроль. На предприятии была введена ежедневная отчетность по облучаемости персонала. Была создана система дозиметрических «допусков», исключающая возможность проведения радиационно опасных работ без мероприятий по снижению уровней радиационного воздействия. Ограничивались суточные дозы облучения персонала. Наиболее опасные работы проводились под постоянным контролем работников служб радиационной безопасности. Этими мерами удалось нормализовать радиационную обстановку. В 1960–1973 гг. уровень облучения персонала снизился до допустимых нормативов.

Снижению облучаемости персонала способствовала также разработка и внедрение системы нормирования в области радиационной безопасности.

Понимание опасности воздействия радиации на биологические структуры потребовало в самом начале работ по урановому проекту создания учреждений медико-биологического профиля для оценки влияния радиационного фактора в первую очередь на организм человека. Было принято решение о создании радиационной лаборатории АМН, позднее преобразованной в Институт биофизики. Именно этому институту, Институту профзаболеваний и Управлению при Минздраве СССР принадлежат первые разработки прогнозирования развития заболеваний у человека от воздействия ионизирующей радиации, первые нормативы для персонала по уровням доз за год, месяц, за однократную работу. В 1948 г. были утверждены «Временные нормы безопасных уровней облучения» (протокол С5-72) [8].

Снижение основных дозовых пределов для персонала с 30 Р/год по санитарным нормам 1950 года до 15 Р/год с 1954 года, а затем и до 5 Р/год с 1960 года обязывало руководство предприятия принимать самые серьезные меры по улучшению радиационной обстановки на производстве. Начиная с 1974 года индивидуальные дозы внешнего облучения персонала не превышали установленные в СССР значения предельно допустимых доз, а среднегодовые дозы облучения составляли менее 10% от этой нормы.

Весь массив данных по облучаемости персонала реакторного производства стал основой для работы крупных коллективов ученых и практиков — специалистов в области радиационной гигиены и радиационной медицины [9].

Неблагоприятная радиационная обстановка и переоблучение значительной части персонала в первые годы деятельности реакторного производства привели к профессиональной заболеваемости как в виде острых радиационных поражений, так и хронической лучевой болезни. В результате анализа последствий произошедших в 1951–1953 гг. аварийных ситуаций было выявлено 17 человек с реальными признаками острой лучевой болезни и 75 человек – с местными лучевыми поражениями. У части персонала, работавшего на радиационно опасных участках, выявлялись признаки тяжелой формы хронической лучевой болезни (5% персонала реактора, в том числе у 177 человек за 1948–1953 гг.) Тяжелые поражения были крайне редки – всего 18 реакторных инцидентов за 50 лет деятельности атомной промышленности [8].

Для настоящего и будущего важно, что, за исключением периода первых лет работы, среди персонала не зарегистрировано выраженных и доказанных последствий профессионального облучения.

Загрязнение окружающей среды

Неблагоприятная радиационная обстановка складывалась и на прилегающих территориях. На начальном этапе деятельности предприятия газообразные выбросы осуществлялись через систему вентиляции, при этом использовались несовершенные методы газоочистки, что приводило к значительному по объему и активности поступлению радионуклидов в атмосферу.

Наибольшую опасность для здоровья населения представляли выбросы радиоактивного йода. Вопрос о реконструкции доз облучения щитовидной железы населения в период развертывания реакторных производств оценивается как актуальный до настоящего времени.

Ситуацию с выбросами радиоактивных веществ в силу отсутствия на начальном этапе должного контроля можно оценивать лишь в целом по предприятию. Имеющиеся данные по реконструкции выбросов будут рассмотрены ниже.

При используемой системе проточного охлаждения первых уран-графитовых реакторов средне- и низкоактивные ЖРО сбрасывались в открытую гидрографическую сеть, в акваторию оз. Кызылташ – водоем В-2. Эти РАО представляли собой основной источник радиоактивного загрязнения оз. Кызылташ. Главным источником данных по загрязнению оз. Кызылташ является работа Д.И. Ильина [10] и более современные исследования Ю.Г. Мокрова [11].

Уровень радиоактивного загрязнения В-2 изменялся сложным образом в зависимости от количества попадающей в воду в результате охлаждения реакторов активности, поступления свежей воды из оз. Иртяш и сбросов воды оз. Кызылташ вниз по течению р. Течи. К концу 1952 г. среднее значение удельной активности суммы бета-излучающих нуклидов в воде установилось на уровне 740 Бк/л, а начиная с июля 1953 г. наблюдалось резкое увеличение уровня загрязнения водоема. В период с ноября 1953 г. по февраль 1954 г. средняя (для различных точек водоема) удельная активность воды достигала 7000–10 000 Бк/л. Затем она снизилась до 1000–2000 Бк/л к 1955–1956 гг. [10]. В районе расположения плотины П-2 (исток р. Течи из оз. Кызылташ) уровень радиоактивного загрязнения был существенно (в 10–20 раз) выше, чем в среднем по всему водоему, что связано с особенностями циркуляции воды в водоеме В-2: вода циркулировала по его периферийной части в направлении против хода часовой стрелки, что приводило к поступлению сбросных (горячих) вод охлаждения реакторов первоначально в район расположения плотины П-2. По оценкам 1956 г. [10], близкое к равновесному соотношение активностей нуклидов в воде озера со-

ставляло: $^{89, 90}\text{Sr} + ^{45}\text{Ca}$ – 48%; ^{137}Cs – 16%; $^{103, 106}\text{Ru}$ – 5%; ^{32}P – 5%; редкоземельные элементы – 12%; прочие нуклиды – 14%.

В период до 1956 года воды оз. Кызылташ являлись дополнительным источником поступления радиоактивных веществ осколочного и активационного происхождения в р. Течу. К 1953 году мощность сбросов радионуклидов в воду р. Течи с водой водоема В-2 становится сопоставимой, а иногда и значительно превосходящей мощность источника сброса ЖРО с радиохимического производства.

Наличие значимого загрязнения вод оз. Кызылташ также следует рассматривать как элемент ядерного наследия. Однако уровень его потенциальной опасности по сравнению с другими промышленными водоемами предприятия существенно ниже.

2.1.1.2. Радиохимическое производство и переработка топлива

С работой радиохимического производства (так называемый завод «Б») связан основной «груз» накопленных проблем ПО «Маяк»:

- сформировавшаяся в начальные годы работы предприятия и действующая в основном до настоящего времени система обращения с ЖРО;
- загрязнение окружающей среды в результате выброса радиоактивных веществ;
- загрязнение поверхностных вод и гидросферы.

Причины этого кроются в новизне процессов и оборудования, сложных свойствах новых веществ, в том числе плутония, отсутствии некоторых обязательных с современной точки зрения этапов внедрения новых технологий. Практически происходил прямой перенос лабораторных («пробирочных») исследований с микроколичествами веществ на промышленные масштабы без апробации на опытных и опытно-промышленных установках.

Количество получаемого на реакторах плутония в урановых блоках было чрезвычайно низким, поэтому необходимо было отработать технологии, позволяющие выделить эти минимальные количества плутония.

Радиохимические процессы выделения плутония из раствора облученных в реакторе урановых блоков для завода «Б» были разработаны в Радиевом институте АН СССР (РИАН) по ацетатно-фторидной осадительной технологии [12]. Активное участие в проверке технологии, разработанной РИАНом, принимал НИИ-9 (в настоящее время ВНИИ неорганических материалов имени академика А. А. Бочвара). Уже на этапе строительства производства проектантам и разработчикам были в основном понятны проблемы обеспечения радиационной безопасности. Один из научных руководителей работ академик В.Г. Хлопин так сформулировал важное условие строительства завода «Б»: «огромные размеры предприятия должны сочетаться с его удаленностью от густонаселенных районов» [3].

Эти условия во многом были соблюдены. Действительно, многочисленные цеха завода имели внушительные размеры, а хранилища высокоактивных радиоактивных отходов, накапливаемых только за год, занимали объемы до пятнадцати тысяч кубических метров. Для выделения порядка 100 граммов плутония перерабатывалась тонна урановых блочков, использовались тысячи тонн реагентов и десятки тысяч тонн воды для охлаждения. Уникальная на тот момент вентиляционная система должна была обеспечить циркуляцию воздуха в помещениях и эффективное рассеяние выбросов в атмосфере. Высота вентиляционной трубы завода «Б» составляла 151 м (самая высокая на Урале).

Однако действительность оказалась гораздо более серьезной. Производство эксплуатировалось практически в аварийных условиях. Как и в случае реакторного про-

изводства, решающую роль имели темпы и объемы получения плутония. Радиационная обстановка при переработке существенным образом зависит от времени выдержки облученных урановых блоков в специальном бассейне. На начальном этапе работы время выдержки облученных блоков перед радиохимической переработкой изменялось от 25 до 45 сут. при среднем значении 35 сут. В период 1952–1954 гг. время выдержки было увеличено до 45 сут. И только в августе 1954 г. в целях улучшения условий труда, сокращения выбросов в атмосферу и сбросов в водные объекты радиоактивных веществ было принято решение об увеличении времени выдержки облученного урана с 45 до 135 сут [11, 13].

Радиационная безопасность персонала

Отсутствие опыта проектирования и эксплуатации такого производства, коррозия запорной арматуры металлоконструкций, негерметичность оборудования, недостаточно совершенная технология и неудачная компоновка производств, сорбция плутония на металле емкостей приводили к радиоактивному загрязнению помещений, превышению допустимых доз облучения даже при штатном режиме работы завода.

На начальном этапе практически не стоял вопрос соблюдения санитарно-гигиенических нормативов. Санпропускник, где должен был проводиться контроль уровня загрязненности кожных покровов и одежды, практически отсутствовал.

В 1950–1952 гг. мощности дозы внешнего гамма-излучения вблизи технологических аппаратов достигали 15–180 мР/ч. Годовые дозы внешнего облучения у 600 наблюдаемых работников завода составляли 1,4–1,9 Зв/год. В отдельных случаях максимальные годовые дозы внешнего облучения достигали 7–8 Зв/год. [6, 13].

Необходимо отметить, что наряду с внешним облучением наблюдалось поступление радионуклидов внутрь организма в основном с вдыхаемым воздухом, что приводило к формированию дозы внутреннего облучения, которая труднее контролировалась и составляла, пожалуй, одну из основных проблем [8]. Доза внутреннего облучения определялась альфа-излучающими радионуклидами, и в первую очередь ^{239}Pu , что было обусловлено дефектами оборудования, не позволяющими предотвратить проливы высокоактивных по содержанию плутония и продуктов деления жидкостей и загрязнения ими поверхностей и воздуха рабочей зоны, которое в тысячу раз превышало нормативы. Динамика снижения среднегодовых доз облучения персонала радиохимического завода указывает, что начальный период сопровождался повышенным облучением персонала предприятия, и потребовались значительные усилия по совершенствованию производственных процессов, способствующие снижению дозовых нагрузок. Причем среднегодовые радиационные нагрузки на персонал завода постоянно превосходили нагрузки на персонал реакторного производства.

Дозы облучения персонала являются своеобразным показателем уровня радиационной безопасности производства. В случае с радиохимическим производством дозы облучения персонала были критическими и зачастую превосходили их. Единственным действенным ограничителем, позволившим предотвратить серьезные и массовые неблагоприятные последствия для здоровья, стала система медико-санитарного обеспечения работ [9]. По остальным показателям радиационной безопасности – выбросам и сбросам радиоактивных веществ, образованию и изоляции РАО – ситуация была также критической.

К периоду 1949–1953 гг. относится подавляющее число случаев диагностирования у персонала объекта «Б» профессиональных заболеваний: свыше 1500 случаев хронической лучевой болезни, 11 случаев острой лучевой болезни и 100 случаев местного

лучевого поражения [8]. Налаженная система медицинского обслуживания, представленная филиалом Института биофизики и медсанотделом № 71, оптимально обеспечивала практическую помощь героически работающему персоналу Радиохимического завода. Из 2300 работников, перенесших хроническую лучевую болезнь, после 40–50 лет наблюдений в живых остается 1200 человек со средней суммарной дозой 2,6 Гр при среднем возрасте 75 лет. А из 1100 умерших (средняя доза 3,1 Гр) в структуре причин смерти заметно увеличение доли злокачественных опухолей, но и их средний возраст составил 65 лет.

Загрязнение окружающей среды

Концентрация радиоактивных веществ, поступавших в воздушную среду в результате выбросов, не превышала установленных допустимых значений, поскольку обеспечивалось значительное разбавление примеси за счет высоты трубы, из которой производились выбросы.

Образование же жидких РАО существенно превышало запланированное. Решить проблему изоляции жидких радиоактивных отходов в тот период времени не удалось. К концу 1949 г. вместимость хранилищ ЖРО на комплексе «С» была исчерпана, строительство новых емкостей не успевало за образованием отходов. Остановка работы завода «Б» была невозможна вследствие принятого Правительством СССР решения об увеличении производственной мощности предприятия, и это заставило руководство Первого главного управления и предприятия продолжить практику сброса низкоактивных ЖРО в р. Течу, добавив к ним и часть среднеактивных ЖРО [12]. Это решение на долгие годы определило судьбу нескольких уральских водоемов и рек, где экологическая обстановка значительно ухудшилась уже с 1948 г. Но других способов обращения с радиоактивными отходами тогда не знали, хотя поиски решения проблемы обращения с ЖРО не прекращались.

22 декабря 1948 г. на радиохимический завод «Б» поступила первая продукция с ядерного реактора, а уже в феврале 1949 г. была выпущена первая продукция.

К моменту пуска реакторов АВ-1 и АВ-2 на Радиохимическом заводе был реализован проект второй очереди, предусматривающий возможность приема и переработки дополнительного урана. Проект расширения химического завода предусматривал установку дополнительных аппаратов и монтаж всего комплекса вспомогательного оборудования. При этом предполагалось, что непосредственно в р. Течу будут удаляться только низкоактивные, очищенные ЖРО, в частности большие объемы щелочных декантатов и конденсатов при допустимом уровне сброса не более 0,1 ТБк/сут [14].

Однако после пуска завода «Б» в р. Течу стали сбрасываться не только низкоактивные, но и среднеактивные ЖРО, аварийные технологические и другие растворы. Неполадки и аварии, неплановые ремонты, промывка и дезактивация оборудования, протечки вследствие коррозии, отладка технологической схемы обусловили образование больших объемов ЖРО, к обработке и хранению которых завод «Б» оказался неготовым. При этом и очистка низкоактивных ЖРО перед сбросом их в р. Течу была практически неосуществимой [12, 14]. В итоге неполадки и аварии на начальном этапе деятельности комбината обусловили основную долю сбросов ЖРО в р. Течу. Для этого периода допустимый сброс ЖРО в реку был установлен на уровне 3,7 ТБк/сут по сумме всех продуктов деления [12]. По заключению комиссии под руководством А.П. Александрова [15] значительная доля сбросов большой активности в оз. Кызылташ и р. Течу в 1949–1951 гг. явилась результатом неисправностей и аварий.

Начиная с 28 октября 1951 г. все основные технологические ЖРО были подключены к промканализационной линии, идущей на оз. Карачай, а в р. Течу продолжали сбрасывать лишь нетехнологические низкоактивные отходы с суммарной бета-активностью $2-3,7 \cdot 10^{11}$ Бк/сут [10].

Затем последовало сооружение плотин Теченского каскада водоемов, начало эксплуатации промводоема В-17 (Старое Болото). В настоящее время эти объекты являются наиболее сложными элементами ядерного наследия, которые будут рассмотрены отдельно.

Как уже отмечалось, в течение первых лет эксплуатации производств существовавшие нормативы, ограничивающие воздействие ионизирующего излучения на организм человека, значительно превышались вследствие отсутствия опыта работы на уникальном оборудовании, сжатых сроков выполнения поставленных задач. Весной 1951 года была констатирована невозможность достижения удовлетворительных условий работы путем реконструкции используемого оборудования, поскольку конструкция здания и взаимное расположение установок не удовлетворяли требованиям ядерной и радиационной безопасности.

Пуск нового радиохимического завода состоялся в 1957 году (завод «Б»). Условия труда на нем кардинально отличались от прежних, однако новое производство основывалось на старой схеме обращения с РАО, предусматривавшей сброс радиоактивных отходов в промышленные водоемы В-9, В-17 и Теченский каскад водоемов.

Это же обстоятельство сопровождало пуск всех новых производств вплоть до конца 1980-х гг. Все они встраивались в схему обращения с РАО, сформировавшуюся в первые годы работы комбината.

Завод РТ-1

В 1978 году на предприятии был пущен в эксплуатацию Радиохимический завод РТ-1 по переработке отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-440, БН-350 и БН-600; транспортных установок ледоколов и подводных атомных лодок; исследовательских реакторов и других энергетических установок.

С начала пуска на заводе переработано более 3500 т ОЯТ, в том числе более 3100 т — отработавшее топливо реакторов ВВЭР-440. Причем перерабатывалось топливо не только российских, но и зарубежных АЭС: «Пакш» — Венгрия, «Ловиса» — Финляндия, «Норд» и «Грайфсвальд» — Германия, «Козлодуй» — Болгария, «Дукованы» и «Ржеж» — Чехия, «Богунице» — Словакия и Ровенской — Украина.

Завод имеет бассейн-хранилище ОЯТ, три участка рубки-растворения, экстракционный участок по модернизированной специалистами предприятия схеме Пурэкспроцесса с отдельным выводом плутония и нептуния.

Переработка ОЯТ обеспечивает:

- выделение урана в виде плава соли уранил-нитрата для повторного его использования в топливе реакторов типа РБМК-1000;
- выделение плутония в виде диоксида плутония;
- получение гранулированного порошка для изготовления уран-плутониевого смешанного топлива с содержанием плутония 5–25% (для реакторов БН);
- отверждение ВАО путем остекловывания (фосфатное стекло) в печи прямого нагрева (ЭП-500).

Существующая на ФГУП «ПО «Маяк» практика обращения с ВАО предусматривает предварительное сокращение объемов посредством упаривания и кондиционирования кубовых остатков методом остекловывания растворов, содержащих радионук-

лиды и сопутствующие стабильные химические примеси, в электропечах прямого нагрева типа ЭП-500 с последующим контролируемым долговременным хранением стеклоблоков в специальном хранилище. В настоящее время все текущие ВАО, образующиеся при переработке ОЯТ (ТВС), после предварительной обработки остекловываются. Проектная удельная активность стекломассы – $9,2 \cdot 10^{13}$ Бк/л, а удельная активность получаемого стекла – $7-20 \cdot 10^{12}$ Бк/л. Образующиеся в процессе конденсаты объединяются со среднеактивными отходами.

В цехе остекловывания стекломасса помещается в герметичные пеналы, предназначенные для захоронения в хранилище остеклованных отходов (рис. 2.1.1.3) с максимальным тепловыделением 5 кВт/м^3 . Хранилище разбито на 7 отсеков, имеющих автономную вентиляцию. В каждом отсеке имеется 338 гнезд (стояков), рассчитанных на 2 пенала, с размещением в каждом пенале трех бидонов со стекломассой объемом по 200 л. В первом отсеке – 13 контрольных стояков, куда помещаются пеналы для контроля их герметичности.



Рис. 2.1.1.3. Вид зала хранения остеклованных отходов

В последние годы объемы переработки и остекловывания ВАО превышают их образование. Однако дальнейшее расширение переработки накопленных в период выполнения оборонной программы ВАО возможно лишь после их специальной обработки, например по технологии фракционирования на действующей электропечи или с использованием альтернативных установок.

Для последних полутора десятилетий характерно увязывание, вплоть до выдачи лицензии, проблемы накопленных на предприятии РАО, в том числе в водоемах Теченского каскада, с функционированием перерабатывающего завода.

Последнее не вполне верно. Завод РТ-1 действительно унаследовал и в наибольшей мере использует старую схему обращения с жидкими РАО (правильнее, наверное, говорить об упрощенной без переработки САО и НАО). Однако накопление основного объема РАО, не изолированных от окружающей среды и не в полной мере удовлетворяющих современным требованиям безопасности, было осуществлено задолго до пуска завода РТ-1. Ситуация с накопленными в емкостях жидкими ВАО и радиоактивными пульпами (образовавшимися в период работы заводов «Б» и «ДБ») еще более примечательна – действующее производство хоть и медленно, но снижает объемы хранящихся отходов.

Тем не менее существующий завод по переработке топлива следует охарактеризовать как проблемный и имеющий элементы ядерного наследия, в числе которых:

- большой объем образующихся РАО и отсутствие технологий переработки ЖРО (САО и НАО);
- отсутствие переработки ТРО;
- незамкнутость технологий по обращению с ВАО – остеклованные отходы закладываются на длительное хранение.

Следует отметить, что вопрос окончательной изоляции остеклованных отходов не является проблемой предприятия. Это также элемент ядерного наследия, для решения которого государство должно прилагать значительные усилия.

2.1.1.3. Химико-металлургическое производство

Начальный этап работы химико-металлургического производства был крайне тяжелым как по показателям радиационной безопасности, так и по характеристикам загрязнения окружающей среды. Уровни доз внешнего фотонного излучения на рабочих местах доходили до 0,3–1,8 мЗв/ч. Годовая доза работников химического производства в первые два года работы составляла 1–3 Зв [6]. Особую опасность для персонала представлял плутоний в воздухе рабочих помещений. К этому следует добавить воздействие вредных химических веществ – окислов азота, аммиака, сернистого ангидрида, эфира, хлора, фосгена, паров четырехфтористого углерода.

Диагноз плутониевого пневмосклероза был поставлен по клинико-рентгенологическим данным 123 пациентам, из них 6 женщин скончались в ранние сроки, а позже умерли еще 28 больных в основном в связи с развитием у них онкологических заболеваний критических для плутония органов – печени, легких, скелета [8].

После проведения испытаний первой атомной бомбы на комбинате началось ускоренное строительство нового химико-металлургического завода. Модернизированный цех был сдан в эксплуатацию уже в августе 1950 г. Это существенно улучшило условия труда, однако вопросы безопасности и в новой документации были отражены крайне слабо, что объясняется отсутствием понимания в то время истинной опасности работ с альфа-активными материалами. Только принятые позже строгие нормы радиационной безопасности и их неукоснительное выполнение позволило исключить хроническую лучевую болезнь работников производства.

В последующие годы производство развивалось и реконструировалось, технологические операции стали выполняться дистанционно и с помощью манипуляторов.

В настоящее время в связи с сокращением ядерных вооружений производство успешно решает задачу утилизации делящихся материалов. На специально созданной в рамках конверсионной программы опытно-промышленной установке изготавливаются тепловыделяющие элементы из смешанного уран-плутониевого топлива.

2.1.1.4. Накопленные высокоактивные отходы

Одной из важных составляющих ядерного наследия стали накопленные в период работы заводов «Б» и «ДБ» высокоактивные жидкие отходы. Понимание опасности этого вида РАО в совокупности с отсутствием технологических решений побуждало действовать по схеме отложенных решений, то есть схеме временного хранения. В хранилище высокоактивных отходов – комплексе «С» – планировалось размещать основной объем накапливаемых РАО. На практике же ситуация сложилась иначе. В достаточно адекватных уровню опасности условиях удалось разместить только высокоактивные отходы. Отношение к хранению РАО как к вспомогательной деятельности привело к очень крупной радиационной аварии в 1957 г. В последующий период хранение ВАО было обеспечено необходимым уровнем мониторинга параметров безопасности.

На конец 2008 года на ПО «Маяк» накоплено 5498 тонн остеклованных высокоактивных отходов суммарной активностью 565,1 млн. Ки.

Для хранения суспензий используются специальные емкости-хранилища. Они представляют собой бетонные отсеки, облицованные нержавеющей сталью. Емкости имеют систему внутреннего охлаждения, систему контроля уровней, температурного и газового контроля, удаления и разбавления выделяющихся при радиолизе воды газов.

Характерной чертой последних лет работы комбината является превышение темпов переработки ВАО по сравнению с их образованием.

2.1.1.5. Радиоактивное загрязнение водных систем и формирование системы промышленных водоемов

Чрезвычайно высокие темпы разработки уникального технологического оборудования, строительства и ввода в эксплуатацию новых производств, недостаточный уровень научных знаний и технологического опыта (практически все проводилось впервые) породили серьезные проблемы в области охраны окружающей среды, связанные главным образом с радиоактивным загрязнением объектов гидросферы.

Как уже отмечалось, в условиях острого дефицита ресурсов и времени принимались упрощенные схемы обращения с радиоактивными отходами. Вплоть до осени 1951 г. основной объем ЖРО радиохимического производства средней и низкой удельной активности сбрасывался в р. Течу. В последующий период в качестве накопителей сбросов ЖРО использовались естественные и искусственные водоемы. Сбросы ЖРО в открытую гидрографическую сеть прекращены в 1956 году. Начиная с 1993 года сбросы ЖРО в спецводоемы согласовывались с компетентными органами и утверждались в установленном порядке.

Сбросы ЖРО в открытую гидрографическую сеть и локальные водоемы изначально предусматривались в проектах реакторных заводов (оз. Кызылташ, р. Теча), радиохимических заводов (оз. Кызылташ, водоемы В-9 (Карачай), В-17 (Старое Болото), р. Теча) и химико-металлургического производства (оз. Татыш – водоем В-6).

Можно выделить несколько периодов в деятельности предприятия, различающихся системами сброса ЖРО в открытую гидрологическую систему.

На начальном этапе, в период с 1949 по август 1951 г., сброс средне- и низкоактивных отходов осуществлялся в водные объекты, существовавшие до начала строительства комбината (рис. 2.1.1.4).

Сток воды р. Течи из оз. Иртяш был зарегулирован плотиной П-1, а из оз. Кызылташ – плотиной П-2. В 6 км ниже по течению от плотины П-2, в районе с. Метлино, располагался Метлинский пруд (В-4), образованный насыпкой земляной плотины П-4. Плотины П-1, П-2 и П-4 были оборудованы регулируемыми водосбросами. Участок р. Течи от створа плотины П-4 до устья составляет по протяженности 220 км, площадь бассейна реки без учета водосборной площади озерной части – 7700 км² [10, 14, 15]. От плотины П-4 и до с. Муслимово река течет по широкой долине с множеством болотистых участков. Наибольшую территорию занимают Асановские болота общей протяженностью около 10 км и шириной около 2 км. Для участка реки ниже с. Муслимово характерна слабая заболоченность и хорошо выраженное русло, представленное супесчаными грунтами. В 1950-х гг. русло нижней части р. Течи было зарегулировано шестью земляными плотинами, которые периодически разрушались в период весенних паводков.

Для слива сточных радиоактивных вод предприятия в нижнем бьефе плотины П-2 (300 м ниже) было построено выпускное сооружение (рис. 2.1.1.4). От устья коллектора промканализации до русла реки сточные воды протекали по выложенной камнем канаве площадью около 20 м². В р. Течу поступали следующие виды ЖРО: низко- и среднеактивные отходы радиохимического производства; малоактивные сбросные воды с ядерных реакторов.

Объем стока ЖРО радиохимического производства изменялся от 4000–5000 м³/сут. в 1949–1950 гг., ~8500 м³/сут. в сентябре–октябре 1951 г, до ~18000 м³/сут. в 1954–1956 годах. Суммарный объем нетехнологических, малоактивных сточных вод, поступающих в коллектор промканализации с завода «А» и объекта водоподготовки, со-

ставлял в среднем 25–30 тыс. м³/сут. (1953–1954 гг.). Таким образом, суммарный техногенный сброс воды через промканализацию составлял 10–15 млн м³/год.

Для разбавления сбросной активности через плотину П-2 из оз. Кызылташ в р. Течу сбрасывалась относительно чистая озерная вода. С марта 1949 г. (начало сброса ЖРО в р. Течу) включительно по июнь 1950 г. среднемесячное поступление воды через плотину П-2 не превышало $1,5 \cdot 10^6$ м³. В период с июля 1950 по май 1951 г. среднемесячный сброс воды через плотину П-2 составлял $(2,4–3,3) \cdot 10^6$ м³. Начиная с июня и до конца октября 1951 г. расход воды через плотину П-2 был увеличен до $1,5–2,5 \cdot 10^7$ м³/мес. В ряде случаев это трактовалось как промывка водоема В-4. При собственной емкости водоема 2,5 млн м³ вода в нем ежемесячно обновлялась 5–8 раз. Эти процедуры промывки водоема, с одной стороны, очищали его от накопившейся активности, а с другой – приводили к увеличению ее поступления в р. Течу и Асановские болота.

На этот период деятельности ПО «Маяк» пришлось основная доля сбросов ЖРО в р. Течу, обусловленная главным образом работой радиохимического завода.

Значение рН сточных вод обычно изменялось от 7 до 8,8, в редких случаях снижаясь до 6,4 или повышаясь до 9,0 [10]. Радионуклидный состав регламентных сбросов определялся продуктами деления. Состав и уровень активности нерегламентных сбросов зависели от причин сброса. В ряде случаев эти сбросы включали высокоактивные технологические растворы.

В силу ряда причин вся документация по учету сброса активности с радиохимического завода в р. Течу за 1948–1951 гг. была уничтожена [11]. Регулярный контроль за поступлением радиоактивности в р. Течу был организован только в ноябре 1950 г. Поэтому все основные данные об удельной активности и динамике сбросов ЖРО для раннего периода деятельности предприятия получены в середине 1950-х гг. методом расчетных оценок с использованием информации о режиме эксплуатации радиохимического производства и технологических данных об удельной активности перерабатываемых продуктов.

Интенсивность сброса регламентных ЖРО в р. Течу в 1949–1951 гг. по суммарной активности бета-излучателей составляла 2,6 ТБк/сут в период с января по ноябрь 1949 г.,

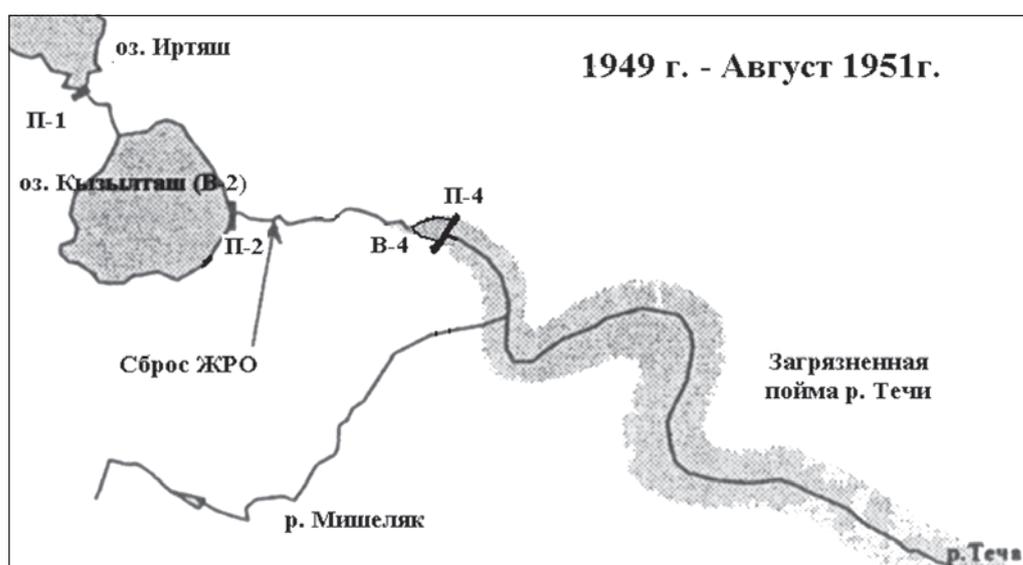


Рис. 2.1.1.4. Схема тока воды р. Течи в начальный период работы

32 ТБк/сут – с декабря 1949 г. по февраль 1950 г. и возросла до 160 ТБк/сут в период с марта 1950 г. по ноябрь 1951 г. Всего по оценкам 1950-х годов в течение 1949–1951 гг. в р. Течу регламентных ЖРО было сброшено около 110 ПБк по суммарной активности бета-излучателей. Доля активности альфа-излучающих радионуклидов в суммарном сбросе не превышала 0,0005%.

Основной вклад в радиоактивное загрязнение воды реки связан с работой завода «Б». В сбросной воде от 40 до 70% активности оказывалось в виде сорбированной на взвеси и 30-60% – в растворенном состоянии [10]. В растворе находился почти весь цезий и 75% стронция, а в осадке оставалось почти все количество редкоземельных элементов и большая часть циркония и ниобия. Ориентировочный подсчет показывает, что за период с 1949 по 1952 г., согласно [11], в р. Течу было сброшено, ПБк: $^{89}\text{Sr}+^{140}\text{Ba}$ – 8,9; ^{90}Sr – 11,8; ^{137}Cs – 13; редкоземельных элементов – 27,4; $^{95}\text{Zr}+^{95}\text{Nb}$ – 13,7; $^{103}\text{Ru}+^{106}\text{Ru}$ – 27,2.

Необходимость прекращения сбросов и дальнейшего предотвращения интенсивного радиоактивного загрязнения р. Течи впервые была официально отмечена руководством ПО «Маяк» летом 1949 г. [16]. Дозиметрические и медицинские выборочные обследования населения с. Метлино и нескольких нижележащих по течению населенных пунктов, проведенные в 1951 г. [17], а также всех населенных пунктов на р. Тече (1952 г.) [18] показали чрезвычайно высокое радиоактивное загрязнение реки и заставили приняться за разработку мер по радиационной защите населения.

Наиболее эффективными способами решения проблемы радиоактивного загрязнения рек Течи и Исети, в которую впадает р. Теча, считалось прежде всего сокращение, а затем и прекращение сбросов ЖРО. Для снижения сбросов ЖРО в р. Течу был реализован ряд мер [14]: сброс больших объемов низкоактивных неочищенных ЖРО был переключен в заболоченную низину вблизи завода «Б» (Старое Болото, или водоем В-17); по решению комиссии под руководством А.П. Александрова [19] был внедрен жесткий контроль всех сбросов ЖРО в реку, прекращены разовые и случайные нерегламентные сбросы в нее, усовершенствована технология обработки ЖРО, направленная на сокращение объемов образующихся ЖРО; технологическая очистка щелочного декантата позволила 17 февраля 1950 г. прекратить сбросы в Старое Болото и направить сброс очищенных ЖРО в р. Течу [20]; было осуществлено хроматное осаждение радионуклидов в ЖРО до сброса их в р. Течу, а также сброс обработанных таким образом ЖРО в фильтрационные грунтовые ямы.

Однако проведенные мероприятия не позволили существенно изменить обстановку. В августе 1951 г. между плотинами П-2 и П-4 на месте ранее существовавшего Кокшаровского пруда путем постройки дополнительной плотины П-3 был создан водоем В-3 (рис. 2.1.1.5). Это позволило осуществлять задержку прямого тока загрязненных вод в р. Течу.

Превращение водоемов В-3 и В-4 в бассейны выдержки ЖРО и снижение активности радионуклидов было основано на природной очистке вод от активности при их отстое вследствие осаждения взвесей, несущих активность плохо растворимых и сорбирующихся радионуклидов (до 40% общей активности ЖРО), и радиоактивного распада радионуклидов. Время выдержки протекающей загрязненной воды в накопителях до окончательного сброса ее в р. Течу достигало, по данным разных исследований, 36 сут. [21, 22]. Для увеличения емкости прудов неоднократно производились реконструкции и наращивание высоты дамб: Кокшаровского пруда – в 1951 и 1952 гг., Метлинского – в 1952 и 1954 гг. Эти водоемы стали впоследствии начальными звеньями Теченского каскада промышленных водоемов. Оценки, выполненные специалистами ПО «Маяк»

в 1956 г. [10], показали, что водоемы В-3 и В-4 могли «задерживать» от 65 до 99,8% от общего значения активности, поступившей со сбросными водами.

Следует отметить, что в те годы в качестве наиболее приемлемого способа утилизации (очистки) низкоактивных жидких отходов с активностью сбрасываемых вод до $3,7 \cdot 10^6$ Бк/л специалисты АН СССР рекомендовали использовать систему биологических проточных прудов-отстойников [23]. При этом в качестве основного достоинства отмечалось, что «... водоемы, наряду с дезактивацией и очисткой воды, одновременно будут являться «радиокладбищем» и что «...основным и, пожалуй, единственным недостатком (такого способа очистки) является то, что установка, состоящая из нескольких прудов, занимает относительно большую площадь».

Об эффективности мер по снижению концентрации радионуклидов за счет их задержки в водоемах В-3 и В-4 говорят данные 1951 г. о средней суммарной удельной активности воды в водоемах, Бк/л: В-3 – 10^6 ; В-4 – $3,7 \cdot 10^5$ и в устье р. Течи – $2,6 \cdot 10^4$ [24]. При этом концентрация ^{90}Sr в водоемах составляла 60–170 кБк/л, а ^{137}Cs – 90–100 кБк/л, снижаясь до 11 и 0,6 кБк/л соответственно в устье р. Течи. Концентрация радионуклидов в верхнем слое донных отложений (0–10 см) в водоеме В-3 в 1951 г. достигала $8 \cdot 10^9$ Бк/кг, в водоеме В-4 – $7 \cdot 10^8$ Бк/кг, в устье р. Течи – $2 \cdot 10^4$ Бк/кг, что также свидетельствует о существенной задержке радионуклидов на пути поступления их в речную систему.

Ряд мер, реализованных позже и направленных на промывку р. Течи, наоборот, способствовал ее радиоактивному загрязнению. С целью бурения геологических скважин на дне водоема В-3 6 октября 1951 г. из него в течение 14 час было спущено 75–80% воды (300 тыс. м³) в Метлинский пруд (В-4), а затем р. Течу. Расход воды через плотину П-4 при этом мог достигать 6 м³/с. В целях улучшения радиационной обстановки в районе прудов-отстойников в октябре 1951 г. был осуществлен один из самых значительных сбросов воды в ходе «промывки» технологических водоемов В-3 и В-4. С 13 по 17 октября через створ плотины П-4 в р. Течу была спущена вода из указанных водоемов. С 17 по 22 октября при открытых плотинах П-3 и П-4 дополнительно были открыты шандоры плотины П-2 для «промывки» водоемов-отстойников водой из оз. Кызылташ. Вода через створ плотины П-2 сбрасывалась с расходом около 30 м³/с шесть суток, общий объем ее составил около 15 млн м³ воды. Вместе с

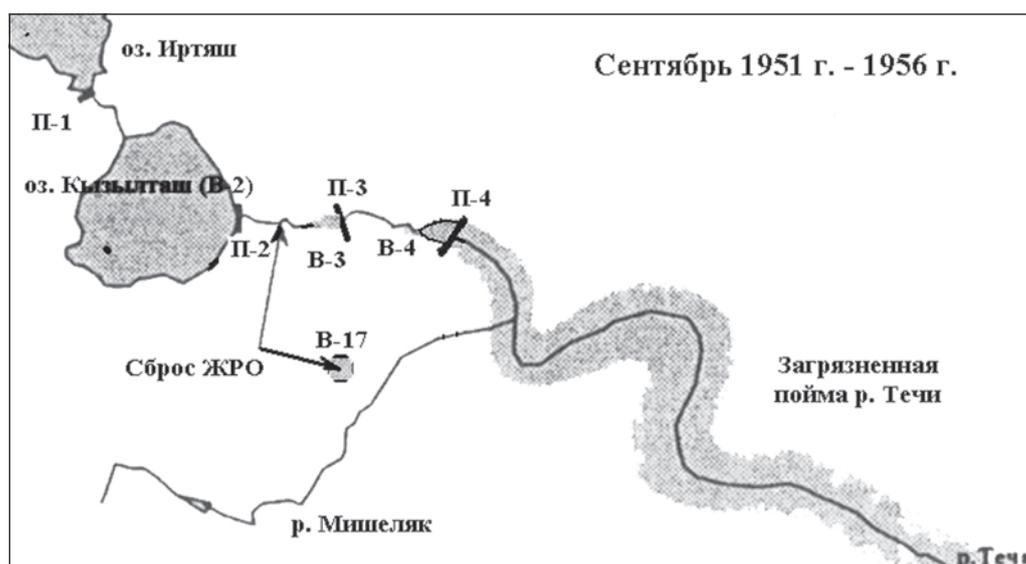


Рис. 2.1.1.5. Схема тока воды р. Течи в период с 1951 по 1956 гг.

водой в речную систему попало большое количество взмученных донных отложений, загрязненных радионуклидами. Большая их доля осела за пределами прудов в Асановских болотах.

Учитывая, что основная доля активности в сбрасываемых ЖРО определялась аварийными и другими нерегламентными сбросами, в том числе и среднеактивных ЖРО, не размещаемых на хранение в технологических емкостях, комиссия под председательством Е.П. Славского 7 августа 1951 г. приняла решение о переключении сбросов среднеактивных ЖРО в бессточное оз. Карачай [25].

Перенос сброса САО в оз. Карачай (28 октября 1951 г.) позволил снизить удельную активность воды в водоемах-отстойниках В-3, В-4 и р. Тече примерно в 20 раз, но не решил радиоэкологических проблем загрязнения р. Течи полностью. Низкоактивные отходы с суммарной бета-активностью $2-3,7 \cdot 10^{11}$ Бк/сут. продолжали поступать в Теченский каскад водоемов.

В период 1951–1956 гг. нарастало осознание негативных последствий радиоактивного загрязнения р. Течи.

В связи со значительными уровнями радиоактивного загрязнения рек Течи и Исети Правительство СССР выпустило документы об ограничении использования этих рек в народно-хозяйственных целях:

Распоряжение Совмина СССР от 17.07.1952 г. № 18136рс «О запрещении пользования водой р. Теча и р. Исеть для бытовых и хозяйственных целей»;

Постановление Совмина СССР от 11.06.1954 г. № 1167-511сс «О запрете на пользование речной водой р. Теча...»;

Постановление Совмина РСФСР № 857-96сс от 26.07.1958 г., согласно которому р. Теча была выведена из всех видов водопользования.

Эти документы были подкреплены соответствующими решениями Челябинского областного исполнительного комитета (№ 1551сс от 20.11.1953 г.; № 760сс от 09.07.1954 г.; № 503с от 12.11.1955 г.; № 161сс от 29.04.1957 г.; № 546сс от 29.09.1959 г. и др.).

Было также принято решение об отселении 7800 человек, проживавших в прибрежной зоне р. Течи (Постановление Совмина РСФСР от 26.07.1958 г. № 857-96сс «О переселении жителей и ликвидации последствий радиоактивного загрязнения»). Вопросы безопасности населения и оценки последствий его облучения детальным образом рассмотрены в монографии [26].

Период создания Теченского каскада водоемов. Трудности в решении проблемы технологического обращения с низкоактивными ЖРО и нарастание их объема в связи с увеличением объема производства заставили Минсредмаш СССР в 1954 г. принять решение [25] о создании изолированного непроточного водоема-хранилища низкоактивных ЖРО (водоема В-10). Данное решение было утверждено Постановлением Совмина СССР в 1955 г. [27]. Строительство водоема В-10 (П-10) было завершено в 1956 году, что позволило полностью прекратить поступление радиоактивных веществ в открытую гидрографическую систему р. Течи. Однако оно не может рассматриваться как продуманное на долгосрочную перспективу.

Строительство дамбы П-10 водохранилища, размещенной на р. Тече в 11 км от оз. Кызылташ, было завершено в 1956 г. К сожалению, водоем В-10 после его заполнения до проектной отметки не мог обеспечить полного размещения на длительное хранение всех образующихся низкоактивных ЖРО. Это вынудило Минсредмаш и комбинат принять решение о создании следующего водоема, В-11, в каскаде промышленных водоемов. Решение о строительстве еще одной замыкающей дамбы П-11 на расстоянии 25 км от оз. Кызылташ было принято в 1961 году. Ее сооружение завер-

шилось в 1963 году. Водоем В-11 замыкает Теченский каскад водоемов, обеспечивает размещение всего объема низкоактивных ЖРО. Истоком р. Течи с этого момента можно было считать нижний бьеф плотины водоема В-11 (рис. 2.1.1.6.).

Обеспечение неизбежного природного стока чистой воды из Каслинско-Иртышской системы озер и снижение поступлений вод в Теченский каскад водоемов было организовано путем создания левобережного и правобережного обводных каналов (ЛБК и ПБК), проложенных в обход каскада водоемов и введенных в строй в 1965 году (рис. 2.1.1.6 и 2.1.1.7). В ЛБК также поступают непромышленные и хозяйственно-бытовые стоки г. Озерска, потребляющего воду из оз. Иртыш.

Правобережный обводной канал (ПБК) является продолжением р. Мишеляк и используется для транзита промышленных сбросов Аргаяшской ТЭЦ и хозяйственно-бытовых стоков поселка Новогорного.

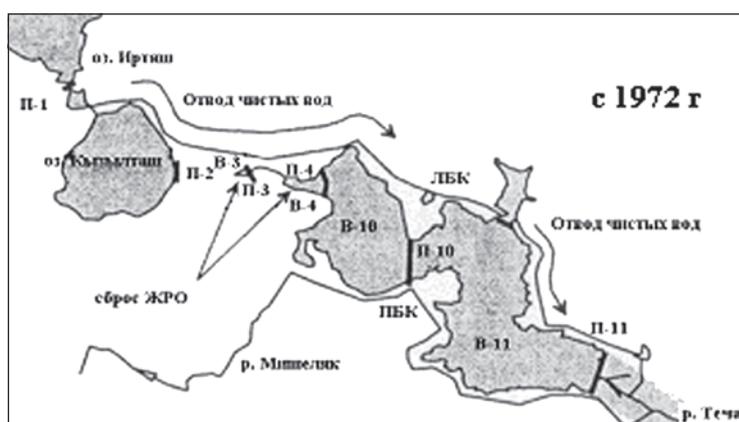


Рис. 2.1.1.6. Схема тока вод р. Течи с 1972 года

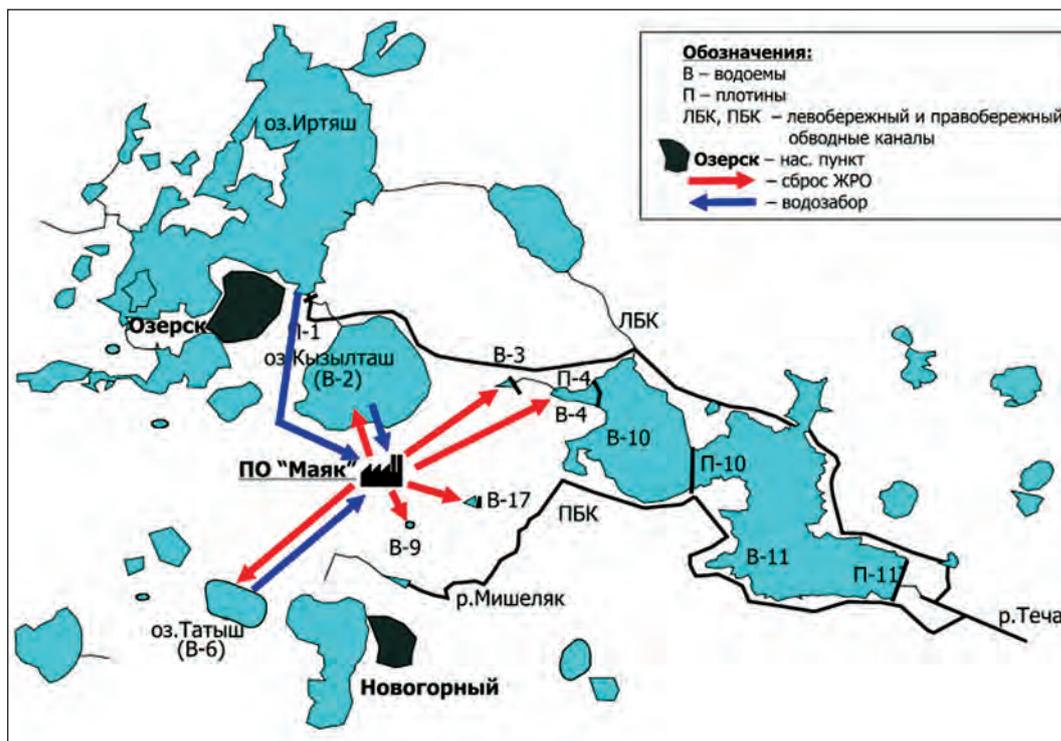


Рис. 2.1.1.7. Схема водозабора и сбросов ЖРО ПО «Маяк»

За счет фильтрации загрязненной воды в обход плечевых примыканий плотины водоема В-11, а также в ЛБК и ПБК на участках, где уровень воды в каскаде выше, чем уровень воды в каналах, происходит поступление радионуклидов (преимущественно – стронция-90) в р. Течу [5, 12]. Еще одним источником радионуклидного загрязнения р. Течи являются загрязненные радионуклидами (см. выше) Асановские болота, находящиеся ниже плотины В-11.

На ПО «Маяк» осуществляются мероприятия по снижению поступления радионуклидов в реку – в настоящее время интенсивность поступления не превышает 100 Ки/год, что обеспечивает безопасность человека и окружающей среды при условии, что река Теча выведена из всех видов хозяйственного использования. При этом в зависимости от климатических условий в отдельные месяцы удельная активность воды реки Течи может превышать значения, устанавливаемые санитарными нормами.

Несмотря на существенное улучшение радиационной обстановки в районе р. Течи, она до настоящего времени является предметом обсуждений и дискуссий, в том числе по вопросам безопасного проживания населения в с. Муслумово.

2.1.1.6. Проблемы обеспечения экологической безопасности промышленных водоемов

К середине 1960-х гг. на предприятии сформировалась система промышленных водоемов, куда осуществлялся сброс средне- и низкоактивных отходов производства. Это изолированные от открытой гидрографической сети водоемы-хранилища: В-2 (оз. Кызылташ), В-3, В-4, В-10, В-11 (Теченский каскад водоемов), В-6 (оз. Татыш), В-17 (Старое Болото) и В-9 (оз. Карачай).

Основные характеристики промышленных водоемов приведены в табл. 2.1.1.2.

Таблица 2.1.1.2

Краткая характеристика эксплуатируемых водоемов по состоянию на 2008 г.

Водоем	Площадь водоема, км ²	Площадь водосбора, км ²	Объем, млн м ³	Накоплено активности, ПБк	Удельная активность воды, кБк/л	
					⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs
В-2	18,6	84,4	86,2	4,1	1,8	0,18
В-3	0,8	0,785	0,88	0,74	3,3	0,9
В-4	1,3	4,1	4,6	0,52	2,9	1,3
В-6	3,6	16,1	19,4	0,003	0,0018	0,00028
В-9	0,13	0,32	0,4	4440	10 000	10 000
В-10	18	73,5	82,5	9,6	2,9	0,03
В-11	44,2	230	270	1,6	1,4	0,012
В-17	0,13	0,24	0,36	44	280	50

Эксплуатацией промышленных водоемов занимается специальная служба предприятия, контролирующая их гидрологический режим.

Динамика накопления ЖРО в водоемах определялась объемами производств и мероприятиями по совершенствованию технологий. Для последних десятилетий характерно существенное снижение поступления радиоактивных веществ в водоемы-хранилища (рис. 2.1.1.8).

В водоемах депонирована активность радионуклидов более $4,4 \cdot 10^{18}$ Бк, что оставляет их потенциальными источниками загрязнения окружающей среды прилегающих тер-

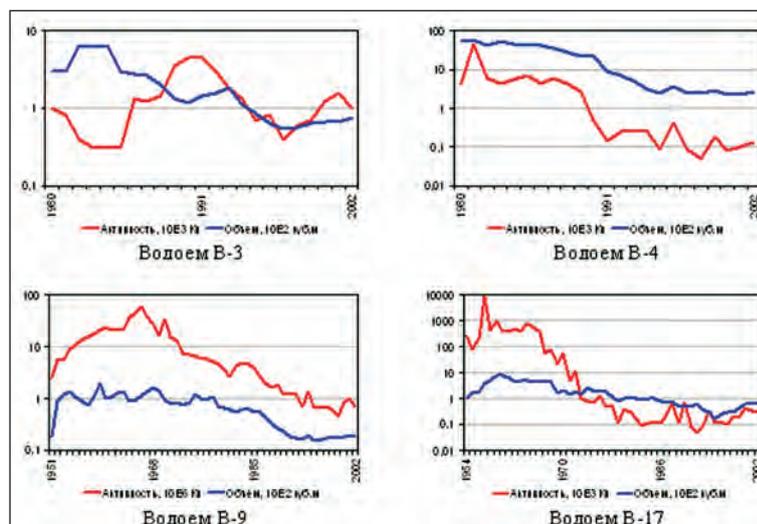


Рис. 2.1.1.8. Данные о сбросах в водоемы В-3, В-4, В-9, В-17 (Ки/год, тыс.м³/год)

риторий. По удельной активности воды водоемы В-9 и В-17 являются хранилищами САО, во всех остальных водоемах вода классифицируется как НАО. При этом радиоактивное загрязнение содержится в основном в донных отложениях.

Источниками радиоактивного загрязнения региона промышленные водоемы могут стать в случае возникновения экстремальных метеорологических условий (смерч, ураган, переполнение водоемов Теченского каскада), а также в случае обнажения берегов водоемов В-9 и В-17.

Теченский каскад водоемов

Важным элементом обеспечения стабильной экологической обстановки, в том числе и радиационной, на прилегающих территориях, на действующей системе Теченского каскада водоемов является обеспечение водного баланса. Снижение интенсивности испарения с поверхности водного зеркала оз. Кызылташ вследствие снижения среднегодовой температуры воды после остановки реакторов привело к нарушению баланса между притоком воды со всеми видами сбросов и ее убылью от испарения и, как результат, к росту уровня воды в водоемах В-10 и В-11, (рис. 2.1.1.9).

К концу 1990-х гг. отсутствовала возможность эффективного снижения уровня воды в водоеме, что стало наиболее критичным элементом управления безопасностью каскада. В течение всего периода эксплуатации Теченского каскада водоемов на фоне естественных сезонных колебаний наблюдалась устойчивая тенденция к росту уровня воды в замыкающем каскад водоеме В-11. В пределах одного календарного года ее уровень обычно изменялся на 20–30 см, а в годы повышенной водности увеличение уровня воды достигало 40–50 и даже 72 см (в 1999 г.). Наибольший за всю историю эксплуатации рост уровня воды в водоеме наблюдался в 1998–2000 гг., когда за два года (с августа 1998 г. по июль 2000 г.) уровень воды увеличился на 120 см.

Предпринятое в 1995 г. наращивание (реконструкция) плотины П-11 не компенсировало скорости накопления общего объема хранящейся загрязненной воды в водоемах ТКВ. В этой ситуации еще в 1980-1990 гг. рассматривались варианты создания нового водоема В-12, расположенного ниже В-11, а также увеличения интенсивности испарения воды из водоемов за счет планируемого использования водоема В-10 для охлаждения реакторов Южно-Уральской АЭС (строительство станции остановлено).

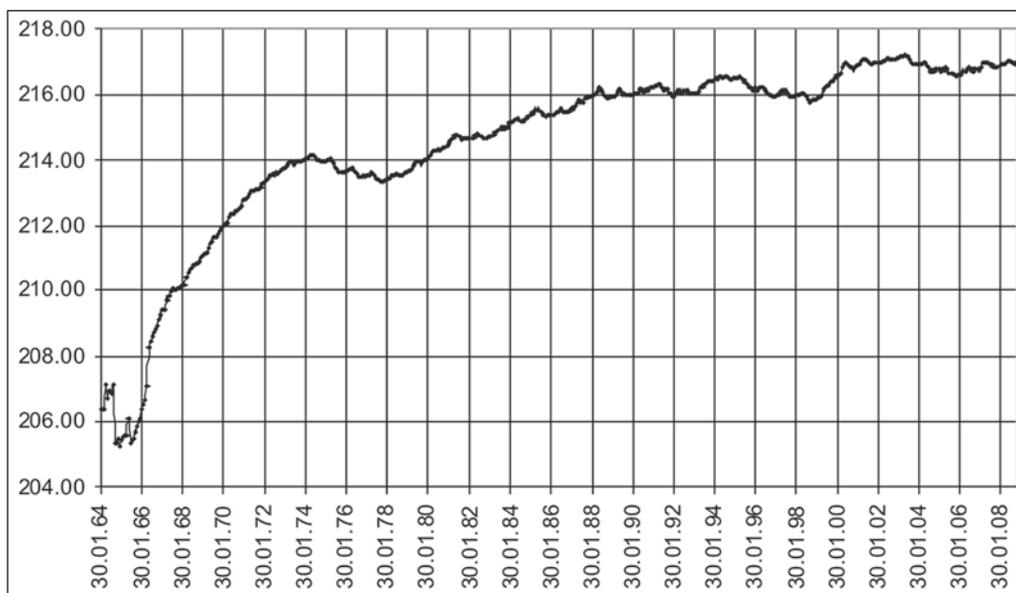


Рис. 2.1.1.9. Изменение уровня воды в водоеме В-11 за 1964–2008 гг.

Ситуация с ТКВ не имеет очевидных решений и определяется следующей совокупностью факторов:

- каскад является масштабным (почти 360 млн м³) гидротехническим объектом, включающим ряд водоемов, обводные каналы и плотины с водовыпускными сооружениями и аварийными водосбросами. При этом возможности управляемого снижения уровня воды за счет сброса крайне ограничены по причине достаточно высокого содержания в Теченском каскаде водоемов радиоактивных веществ;
- в каскаде сосредоточено большое количество радиоактивных веществ, которые при определенных условиях могут представлять угрозу загрязнения прилегающих территорий, р. Течи и подземных вод.

Оценки среднемноголетнего интегрального водного баланса водоемов Теченского каскада за период 1993–2004 гг. (табл. 2.1.1.3), которые основаны на результатах наблюдений и расчетных оценок, показывают наличие устойчивого дисбаланса. Увеличение объема воды в Теченском каскаде водоемов за этот период составило около 70 млн м³.

Безопасная эксплуатация Теченского каскада водоемов требует оперативного решения специфических, взаимоувязанных, а зачастую и взаимоисключающих задач.

Водоем В-9 (оз. Карачай)

Водоем В-9 (оз. Карачай) представляет собой пологую впадину естественного происхождения на участке водораздела рек Течи и Мишеляк. По гидрогеологическим характеристикам В-9 до начала использования относился к бессточным болотам верхового типа. Водоем предназначался для приема и хранения жидких среднеактивных отходов радиохимического производства, начиная с ноября 1951 г. Береговая линия водоема была ограждена искусственными грунтовыми дамбами, ограничивающими поверхностный сток в водоем и предотвращающими разлив самого водоема. В него было сброшено примерно 20 000 ПБк активности, из которых в настоящее время накоплено 4440 ПБк, что на порядки превышает активности, накопленные в других водоемах, в связи с чем его потенциальная опасность наиболее высока. Для ее снижения уже в течение многих лет ведутся работы по закрытию акватории этого водоема.

Таблица 2.1.1.3

Оценка составляющих водного баланса ТКВ, млн м³

Составляющая водного баланса / Показатель	Интегральная оценка за период 1993–2004 гг.	Среднегодовое значение за период 1993–2004 гг.	Экстремальные значения		Примечание
			минимальное	максимальное	
Фактическое изменение суммарного объема воды в ТКВ	71,2	5,93	–13	+28,1	Результаты измерений уровней
Поступление воды с осадками	372,8	31,1	16,9	40,4	Расчет по метеорологическим данным
Поступление воды в ТКВ:					Измерение расходов воды
– хозяйственные и ливневые;	81,6	6,8	3,0	12,0	
– сбросы ЖРО	4,2	0,35	0,2	0,4	
Поступление воды с подземным притоком	96,4	8,0	5	12	Расчеты по гидродинамической модели
Поступление воды с водосборной площади	16,8	1,4	0,8	1,6	Расчетные оценки
Испарения с зеркала воды	285	23,8	14,2	30,5	Расчет по метеорологическим данным
Фильтрация из водоемов:					Результаты расчетно-экспериментальных данных
– под и в обход тела плотины;	108	9,0	6,0	12	
– в подземные воды;	52	4,3	2	6	
– в ЛБК и ПБК под боковыми дамбами;	56	4,7	2,7	9,1	
– всего	216	18,0	10	24	

Решение о ликвидации В-9 и проведении опытных работ относится к 1973 г., когда была начата реализация мер по планомерному закрытию акватории. Схема работ по ликвидации водоема приведена на рис. 2.1.1.10. Первый их этап предусматривал закрытие северо-восточной части озера и отсыпку разделительных дамб с разбивкой акватории на чеки. Проведение этих работ обеспечивало локализацию большей части радиоактивных техногенных илов, образовавшихся в водоеме и содержащих значительную часть накопленной активности.

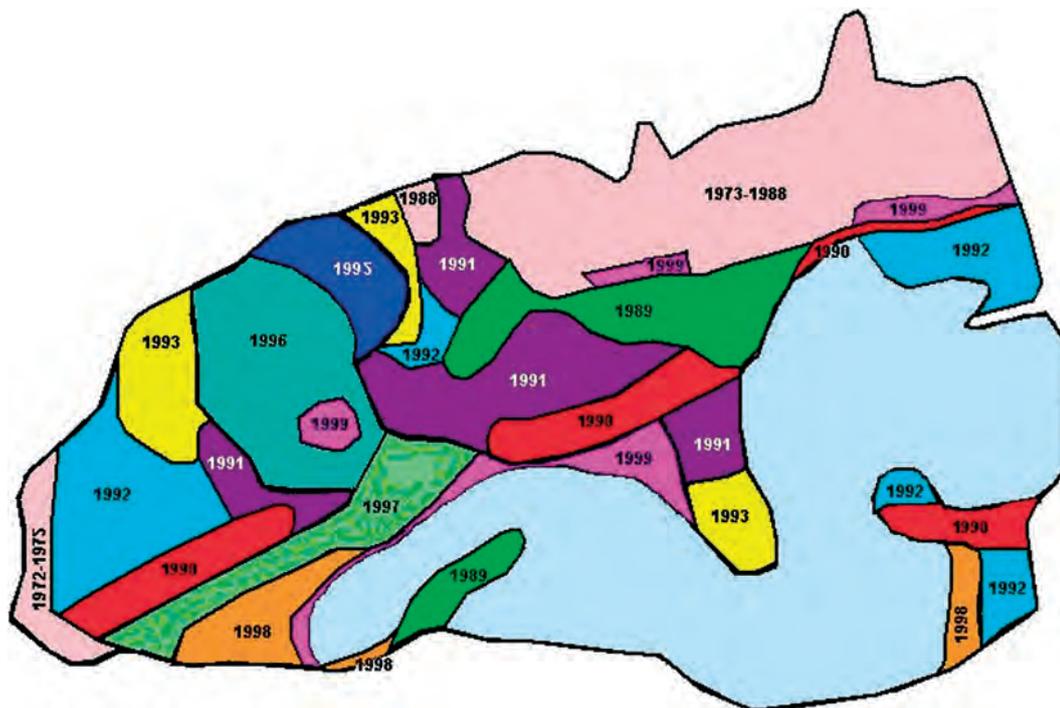


Рис. 2.1.1.10. Схема закрытия акватории В-9 (оз. Карачай)

Выполнение этого этапа – наиболее сложная часть всего проекта, поскольку предусматривались работы в условиях наиболее высоких радиационных полей, да еще и с постоянным риском возможного подъема илов над поверхностью воды перед фронтом отсыпки. Этот этап был успешно выполнен к 1990 г. Закрытие северо-восточной части акватории обеспечило значительное улучшение радиационной обстановки на площадке В-9. Деление акватории дамбами на чеки позволило значительно снизить унос радиоактивных аэрозолей с поверхности водоема и тяжесть последствий в случае прохождения смерча или вихря через его акваторию.

Подтверждением вероятности таких событий явился наблюдавшийся весной 1967 г. (с 10 апреля по 15 мая) ветровой подъем и перенос загрязненных радионуклидами аэрозолей с обнажившихся в связи с засухой берегов оз. Карачай. Зима 1967 г. была морозной и малоснежной, а весна – сухой и ветреной. В тот год к 20 марта снег сошел, и верхний слой почвы оказался сухим. За счет быстрого испарения воды оголились берега, покрытые донными отложениями. Уровень воды в оз. Карачай понизился на 30 см при средней глубине 150 см [27]. Радиоактивная пыль стала разноситься ветром преимущественно в северо-восточном направлении.

Суммарная активность разнесенных радиоактивных аэрозолей составила около $2,2 \cdot 10^{13}$ Бк. Загрязнение территории было неоднородным, а его радионуклидный состав в основном определялся ^{90}Sr , ^{137}Cs и ^{144}Ce . Дополнительное загрязнение фиксировалось на расстояниях до 75 км от озера [27].

В результате проведенных на первом этапе работ по сокращению акватории оз. Карачай было локализовано около 60% подвижных донных отложений по объему и 70% всех радионуклидов, накопленных в водоеме. Завершение работ по первой очереди проекта ликвидации В-9 показало реальность выполнения поставленной задачи в целом и позволило перейти к выполнению работ по второй очереди проекта – полному закрытию акватории водоема. В настоящее время ее площадь составляет 20% от

первоначальной, что дало возможность надежно локализовать 95% активности, накопленной в В-9. Площадь зеркала воды водоема уменьшилась до 8–9 га. В дальнейшем планируется перевод В-9 в приповерхностный могильник.

Завершение реализации проекта консервации В-9 возможно при условии создания установок по переработке САО радиохимического и химико-металлургического производств.

Водоем В-17 (*Старое Болото*) является искусственным водохранилищем, образованным путем перекрытия естественного лога земляными плотинами в 1952 и 1954 гг. Его берега укреплены щебнем и суглинком, высота обваловки составляет 1,5–2 м.

Водоем используется для приема и хранения жидких отходов радиохимического производства. За весь период эксплуатации В-17 в него было сброшено около 10 млн м³ жидких радиоактивных отходов с суммарной активностью около $5,5 \cdot 10^{17}$ Бк, в том числе в период ликвидации последствий аварии 1957 г. – около $3,3 \cdot 10^{17}$ Бк.

С начала 1970-х гг. активность сбросов была сокращена на несколько порядков и сегодня не превышает $3,7 \cdot 10^{13}$ Бк/год по сумме бета-излучающих радионуклидов. Последние 30 лет водоем эксплуатируется преимущественно в режиме самоочищения. Общая активность радионуклидов, хранящихся в нем, составляет около $4,4 \cdot 10^{16}$ Бк. Основная часть активности депонирована в донных отложениях и грунтах дна и обусловлена главным образом ⁹⁰Sr. Схема водоема представлена на рис. 2.1.1.11.

В настоящее время в водоем поступают тритиевый конденсат, гидратно-шламовые пульпы¹ и некоторые НАО.

Эксплуатация водоема В-17 привела к радиоактивному загрязнению района его расположения. Основными путями загрязнения окружающей среды являются ветровой перенос радиоактивных аэрозолей с поверхности водоема и распространение загрязненных радионуклидами подземных вод. Планы реабилитации загрязненной территории района В-17 предусматривают рекультивацию верхнего слоя почвы прибрежных участков и решение проблемы загрязненных подземных вод. Их решение предусмотрено проектом по выводу водоема В-17 из эксплуатации.

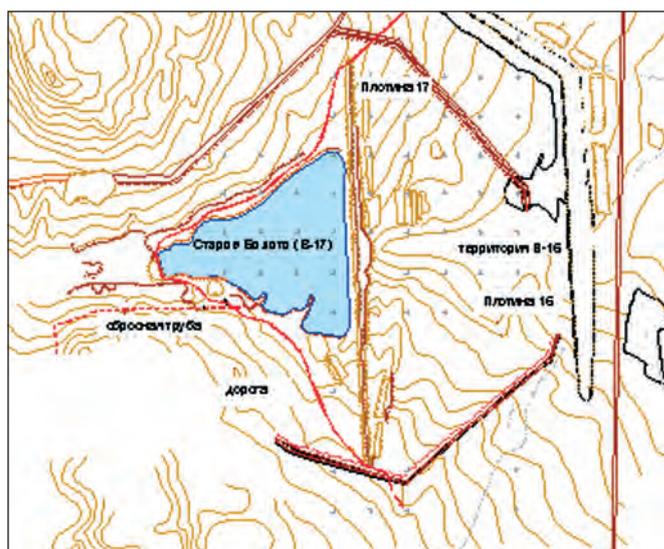


Рис. 2.1.1.11. Район В-17 (*Старое Болото*) по состоянию на конец 1990-х гг.

¹ Сброс ГШП в В-17 прекращен в сентябре 2009 г.

Проект вывода из эксплуатации В-17 предполагает закрытие (ликвидацию) акватории скальным грунтом и превращение объекта в приповерхностный могильник ТРО.

Водоем В-2 (оз. Кызылташ)

К загрязненным водоемам следует отнести оз. Кызылташ (В-2) и оз. Татыш (В-6).

Водоем В-2 (рис. 2.1.1.12) относится к природным эрозионно-тектоническим озерам. Береговая линия частично благоустроена путем обваловки грунтом различных видов. Водоем эксплуатируется с лета 1948 г. и является источником оборотного водоснабжения основного производства ПО «Маяк».

Гидротехнические сооружения водоема включают регулируемое водопропускное сооружение на притоке, плотину П-2 на выходе (в настоящее время заглушена) и систему водозаборных и водосбросных устройств.

До начала эксплуатации водоем был проточным. Сегодня водный режим водоема – непроточный, регулируемый. Через систему водозабора вода поступает на технологические установки радиохимического завода и на реакторное производство. Сброс отработанной горячей воды в течение всего периода эксплуатации осуществляется в отводящий канал, образованный ограждающей дамбой в юго-восточной части В-2.

Кроме охлаждающих вод в водоем поступают отходы производств – условно чистые (не загрязненные радионуклидами) сбросы вспомогательных подразделений и низкоактивные промышленные и хозяйственно-бытовые сбросы реакторного и радиохимического производств.

Очищенная вода возвращается обратно в водоем, а регенераты (радиоактивные и химические отходы, образующиеся при очистке воды) сбрасываются в водоемы В-3 и В-4.



Рис. 2.1.1.12. Схема водопользования водоема В-2

Водный баланс В-2 формируется из разности «осадки-испарения», повышенного испарения с водной поверхности, связанного с особым тепловым режимом водоема, ливневого стока, поступления поверхностных вод в водоем, фильтрации через плотину П-2 и боковую дамбу и сбросов в водоем. В связи с повышенной водностью последних лет наблюдается рост уровня воды, который в настоящее время находится на отметках, близких к максимально разрешенным.

Водоем В-6 (оз. Татыш)

Водоем В-6 (рис. 2.1.1.13) имеет тектоническое происхождение. Береговая линия водоема после обустройства и отсыпки «чистым» грунтом имеет овальную форму. Северный и западный берега – низкие, затопленные водой, а на восточном сооружена фильтрационная канава и плотина П-6, препятствующая поступлению воды из водоема В-2 в оз. Улагач.

В 1960 г. сооружена нагорная канава длиной 455 м для снижения притока в водоем В-6 путем отвода поверхностных вод с площади его водосбора. В-6 используется в основном как источник и приемник воды оборотного водоснабжения химико-металлургического производства.

Водоем был образован в 1953 г. на месте естественного озера Татыш. Сбросы отходов предприятия в водоем в подавляющем большинстве случаев не относятся к низкоактивным [т. е. имеют удельную активность ниже 10 УВ (уровень вмешательства) в соответствии с ОСПОРБ-99]. Вода водоема не относится к радиоактивным отходам и соответствует верхним границам безопасных санитарно-гигиенических пределов (УВ). Радиационная обстановка нормальная. Дозовое воздействие В-6 на население (как текущее, так и гипотетически возможное) находится на уровне фонового для региона. Вместе с тем в донных отложениях водоема депонировано значительное количество радионуклидов с преобладанием альфа-излучателей, поэтому в рамках концепции долговременной эксплуатации необходимо рассматривать В-6 как хранилище радиоактивных отходов.

Уровневый режим водоема носит техногенный характер и искусственно поддерживается в установленных регламентных отметках, что обеспечивает безопасную его

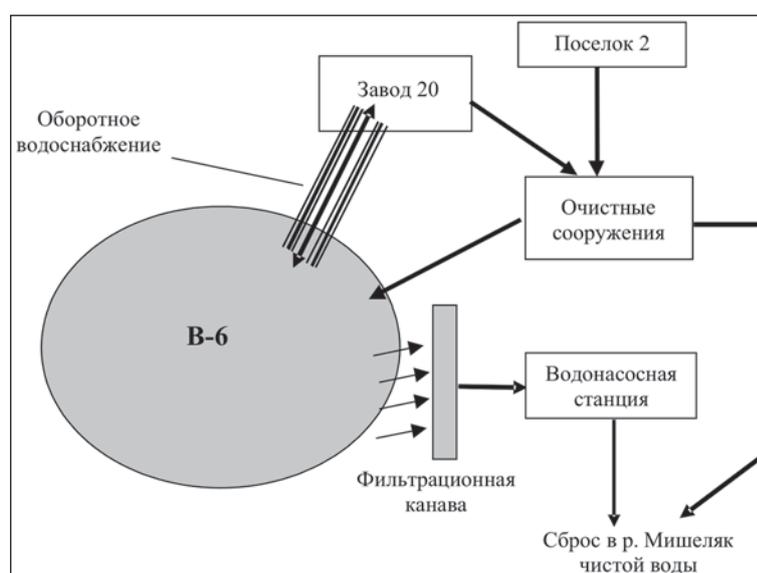


Рис.2.1.1.13. Схема водопользования водоема В-6

эксплуатацию (позволяет предотвращать переполнение или оголение береговой зоны). Несмотря на повышенную водность последних лет, проблем с переполнением В-6 не возникает – избыток воды (~600 тыс. м³/год) поступает через фильтрационную канаву в открытую гидрографическую сеть.

Таким образом, в режиме нормальной эксплуатации промышленные водоемы не оказывают серьезного экологического воздействия, в том числе на биоту (за исключением водоемов В-3, В-9 и В-17). Уровни загрязнения речной воды в верховьях р. Теча (до с. Муслюмово), как правило, не превышают 10 УВ, что в соответствии с положениями НРБ-99 не требует осуществления защитных действий с учетом введенных в 1950-х гг. ограничений на водопользование. Тем не менее повышенная водность, наблюдающаяся с середины 1980-х гг., привела к тому, что на ряде водоемов фактические уровни воды к концу 1990-х гг. превышали максимально разрешенные (В-2, В-6, В-10) или находились близко к ним.

Содержание радионуклидов в водоемах таково, что вода большинства водоемов категоризируется как ЖРО, а донные отложения – как ТРО (в соответствии с ОСПОРБ-99).

2.1.1.7. Радиоактивное загрязнение подземных вод

Размещение радиоактивных отходов в естественных и искусственных водоемах предопределило загрязнение подземных вод. Наиболее значимо загрязнение в окрестностях водоемов В-9, В-17 и Теченского каскада. Основными компонентами-загрязнителями являются техногенные долгоживущие радионуклиды (⁹⁰Sr, ³H, ¹³⁷Cs) и токсичные вещества (нитрат-, сульфат-ионы). Наблюдения за гидрогеохимическим состоянием подземных вод в районе водоемов-хранилищ ЖРО ПО «Маяк» проводятся по сети наблюдательных скважин глубиной до 400 м.

Инженерно-геологические изыскания на площадке предприятия начались с момента его создания как составная часть работ по выбору площадки и размещению объектов. В 1960-х гг. перечень решаемых задач расширился. В 1968 г. Конторой инженерных изысканий (ныне ФГУП «УГПИИ ВНИПИЭТ») была выполнена работа по оконтуриванию ореола загрязнения в районе оз. Карачай. С 1969 г. к работам подключилось ФГУП «Гидроспецгеология». В последующий период работы по мониторингу загрязнения подземных вод стали носить системный характер.

В последнее десятилетие мониторинг за состоянием подземных вод проводился силами двух организаций – ПО «Маяк» и ФГУП «Гидроспецгеология». Объединенная система наблюдательных скважин включает 452 скважины, из которых 206 контролируются ПО «Маяк», а 246 – партией 10 Гидроспецгеологии. Во всех скважинах режимной сети производятся ежемесячные замеры уровней подземных вод, а по части скважин (более 50%) выполняется поинтервальный отбор проб на радиохимический и химический анализы.

Радиоактивное загрязнение вод во всех обследованных скважинах в основном определяется ⁹⁰Sr. Это объясняется тем, что скорость миграции ⁹⁰Sr намного выше, чем ¹³⁷Cs. В некоторых скважинах обнаруживается относительно короткоживущий ⁶⁰Co, а также ³H, ²³⁷Np, ²³⁹Pu и ²⁴¹Am. Сложность и уникальность ситуации в районе расположения оз. Карачай инициировали значительный объем исследований, основной целью которых явилось прогнозирование. В этих работах активно участвовали специалисты ПО «Маяк», ФГУП «Гидроспецгеология», проектных организаций и институтов РАН.

Миграция радионуклидного загрязнения в подземных водах района оз. Карачай и Старого Болота

В качестве маркера промышленного загрязнения подземных вод в районе водоемов В-9 и В-17 используется нитрат-ион, который, обладая наиболее высокой миграционной способностью (отсутствие сорбции) по сравнению с радиоактивными компонентами, образует наибольший по площади ореол (в границах ПДК – 30 км²), единый для обоих водоемов.

Максимальную площадь распространения (в границах уровня вмешательства) в подземных водах района В-9 из всех техногенных радионуклидов имеют уран и ⁹⁰Sr (17 и 15 км² соответственно). Вокруг В-17 наибольшее распространение получили тритий и ⁹⁰Sr, образующие сравнительно небольшие ореолы площадью около 7 и 1,5 км² соответственно.

Как показывают результаты гидрогеохимических наблюдений, выполненные в последние годы в районе В-9, ореол загрязнения подземных вод характеризуется достаточно стабильным положением, не отмечается заметного расширения его границ, хотя и происходит рост концентраций основных компонентов-загрязнителей во фронтальных частях ореола, что свидетельствует о наличии миграционных процессов.

Наличие большого количества прямых исходных данных – около 300 точек определения параметров среды в натуральных условиях, результаты 30-летних наблюдений за состоянием подземных вод, постоянный контроль водного баланса источника – позволило при всех объективных неопределенностях разработать модель, адекватную природным условиям.

С использованием разработанной модели были выполнены прогнозные расчеты миграции нейтрального компонента (нитрат-иона) и ⁹⁰Sr на период до 2300 г. Расчеты выполнены для двух сценариев:

1. Предполагается изоляция В-9 от подземных вод в начале 2000 г.

2. В-9 не изолируется, т. е. существует гидравлическая связь между озером и подземными водами. В период 2000–2300 гг. в подземные воды продолжит поступать ⁹⁰Sr в количестве $2,2 \cdot 10^{13}$ Бк/год, т. е. примерно в том же количестве, которое фиксируется на сегодняшний день.

Прогнозные расчеты позволили определить пути распространения загрязнения и сделать на полуколичественном уровне оценку распространения нитратов, ⁹⁰Sr к очагам разгрузки загрязненных вод в поверхностные водоемы и водотоки. Основные результаты прогнозного моделирования сводятся к следующему:

- изоляция оз. Карачай от подземных вод уменьшает суммарный поток загрязнения через границы модели по ⁹⁰Sr за весь прогнозный период в 5 раз;
- ореол загрязнения не распространяется к югу от р. Мишеляк, а в подрусловом потоке распространяется на северо-восток. При этом максимальное поступление ⁹⁰Sr в реку при самых неблагоприятных условиях не превысит $1,1 \cdot 10^{10}$ Бк/год.

В целом справедлив вывод о том, что загрязнение подземных вод, связанное с В-9 и В-17, не оказывает и не будет оказывать существенного влияния на радиационную обстановку за пределами площадки предприятия.

Тем не менее в будущем при необходимости возможна реализация корректирующих мер, таких как организация так называемой «стерегущей» дренажной системы в левобережной бортовой части долины р. Мишеляк.

Миграция радионуклидов в подземных водах в районе Теченского каскада водоемов

Анализ результатов многолетних наблюдений в районе Теченского каскада водоемов позволил выделить зоны наибольшего загрязнения. Это узкая полоса (шириной 50–200 м вдоль периметров водоемов В-10 и В-11), ограниченная обводными каналами ЛБК и ПБК, участки плотин 10 и 11, участок повышенной водопроницаемости (обусловлен тектоническими и гидрогеологическими факторами) в пределах южного борта В-11, примыкающего к ПБК. Здесь загрязняющие компоненты выносятся за пределы обводных каналов (ПБК и ЛБК), которые в других местах ограничивают распространение техногенных растворов.

2.1.1.8. Авария 1957 г. на емкости-хранилище радиоактивных отходов

Ситуация с загрязнением окружающей среды принципиально изменилась в 1957 г. в результате взрыва емкости с высокоактивными ЖРО. Проблема приобрела региональный масштаб. В результате аварии произошло радиоактивное загрязнение части территорий Челябинской, Свердловской и Тюменской областей России.

В 16 час 20 мин 29 сентября 1957 г. емкость взорвалась, в результате чего ее содержимое было вовлечено в облако взрыва и рассеяно в атмосфере.

Согласно современным представлениям [28, 29], наиболее вероятная причина взрыва содержимого емкости – спонтанный тепловой взрыв сухого остатка солей.

Мощность взрыва оценивается в 20–120 т тринитротолуола. В результате взрыва крышка каньона была сорвана, образовалась воронка диаметром 20 м и глубиной 9–10 м.

Из хранившихся в емкости $7,4 \cdot 10^{17}$ Бк около 90% активности (преимущественно в виде крупнодисперсного материала) осело в непосредственной близости от места взрыва – в пределах промышленной площадки предприятия. Остальные $7,4 \cdot 10^{16}$ Бк были вовлечены в процессы атмосферного переноса. В результате образовался радиоактивный след, получивший впоследствии наименование «Восточно-Уральский радиоактивный след» (рис. 2.1.1.14).

Первые данные о серьезности радиационной обстановки на промплощадке предприятия были получены уже в ночь на 30 сентября 1957 г. на основе измерений мощности экспозиционной дозы. Реальные масштабы были оценены в начале октября 1957 г. силами ЦЗЛ ПО «Маяк» и экспедиции Института прикладной геофизики. Было установлено, что загрязненная территория представляет собой полосу шириной 20–40 км и протяженностью до 300 км.

Тяжесть последствий аварии заключалась в нарушении нормальной производственной деятельности предприятия, особенно радиохимического завода из-за чрезвычайно сложной радиационной обстановки на территории промплощадки, в зданиях и сооружениях. На расстоянии 500 м от места взрыва мощность поглощенной дозы фотонного излучения в воздухе достигала 720 мГр/ч (при действующей в настоящее время ПДД для персонала 0,012 мГр/ч), т. е. на 4 порядка превышала допустимый уровень. Радиоактивное загрязнение территории г. Озерска возросло в первый день после аварии в 60–1000 раз по сравнению с предшествующим периодом. На прилегающих территориях на расстояниях до 50 км в течение первых 3–6 месяцев после аварии сложилась крайне тяжелая радиационная обстановка не только с точки зрения внешнего облучения, но и из-за радиоактивного загрязнения почвы, кормов для животных, продовольствия. Показателем этого могут служить приведенные в табл. 2.1.1.4 значения мощности поглощенной дозы в воздухе в некоторых населенных пунктах.

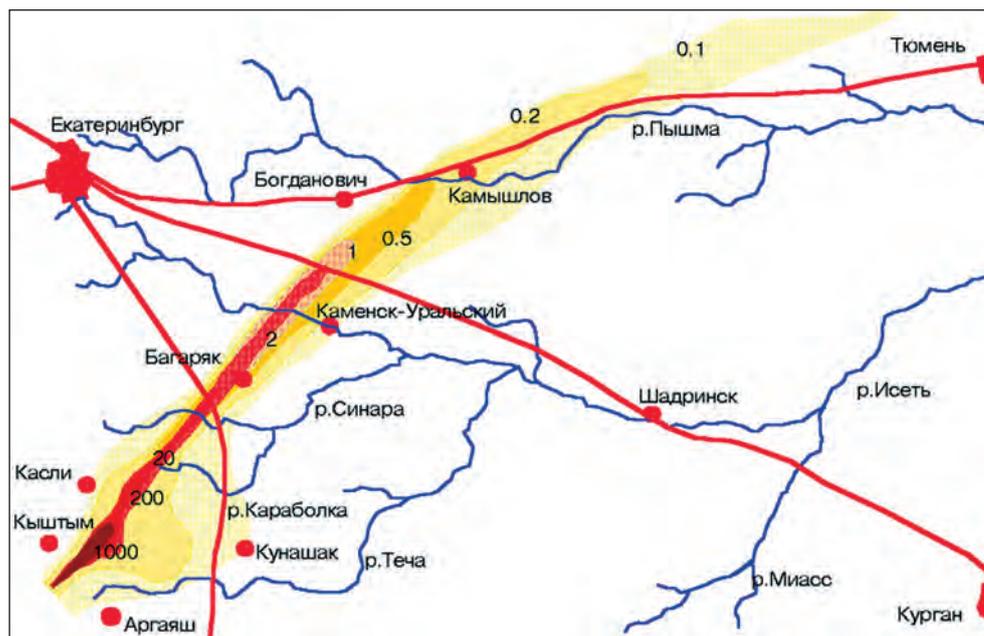


Рис. 2.1.1.14. Траектория облака выброса и степень загрязненности территории радиоактивного следа

Практически сразу после аварии были проведены неотложные экстренные меры по нормализации производства ПО «Маяк», ограничению облучения персонала и населения [26]. Они оказались достаточно эффективными и позволили восстановить производственную деятельность предприятия.

В отличие от ситуации с загрязнением р. Течи, удалось предотвратить радиологические последствия для населения [26].

На основе предварительных оценок доз облучения было принято решение об эвакуации населения ближайших населенных пунктов, расположенных на расстоянии 12–22 км от предприятия. Эвакуация была закончена к 7–10 дню после аварии, и 1383 жителя были вывезены на незагрязненную территорию с последующим размещением на постоянное проживание за пределами загрязненной территории с возмещением государством всех убытков. Для жителей, оставшихся на загрязненных территориях, уменьшение радиационных последствий достигалось путем снижения дозы внутреннего облучения, обусловленного потреблением в пищу загрязненных продуктов.

Таблица 2.1.1.4

**Мощности поглощенной дозы фотонного излучения в воздухе
в некоторых населенных пунктах, мкГр/с [30]**

Населенный пункт	Время после аварии, сут			
	1	16	30	120
дер. Бердениш	4	1,9	1,5	1,2
дер. Сатлыкова	3,1	0,8	0,7	0,5
дер. Галикаева	1,7	1,25	1,1	0,85
дер. Русская Караболка	0,25	0,03	0,024	0,01
с. Юго-Конево	0,06	0,015	0,007	0,001
г. Каменск-Уральский	0,03	0,008		

Меры, направленные на контроль и выбраковку загрязненной продукции, оказались чрезмерными и, как следствие, – невыполненными. В результате было принято решение о плановом отселении еще 20 населенных пунктов с населением 11 380 чел. (6007 чел. через 250 сут., 3367 чел. через 330 сут. и 2006 чел. через 670 сут.) из зоны в границах минимальной начальной плотности загрязнения 74 кБк/м². К мерам предупреждения повышенного облучения можно отнести и исключение из хозяйственного использования населением территории с плотностью загрязнения по ⁹⁰Sr выше 74–150 кБк/м².

Следует отметить, что поздние переселения не обеспечили значимого предотвращения доз облучения населения [26].

С середины 1950-х гг. за состоянием здоровья персонала и жителей, подвергшихся радиационному воздействию, было установлено специальное медицинское наблюдение. В результате было зарегистрировано 2 случая острой лучевой болезни у 40-тысячного персонала предприятия и лиц, принимавших участие в ликвидации последствий аварии на промплощадке. Среди населения случаев острой лучевой болезни не обнаружено. Более того, состояние заболеваемости облученного постоянно проживающего населения в течение более 10 лет после аварии характеризовалось отсутствием (по сравнению с необлученным) различий в частоте заболеваний легких и туберкулеза, рака легких, в смертности детей в возрасте до 1 года и других показателях, в том числе общих заболеваний и смертности. Не получено доказательств увеличения роста онкосмертности среди облученного населения, не отмечена повышенная частота лейкозий и остеогенных сарком. Изучению последствий аварии посвящено большое количество крупных научных работ, из которых следует выделить [26, 28, 29, 31–41].

В течение первых двух лет после аварии дозовые нагрузки внешнего и внутреннего облучения были значимы и для биоты. Максимальные поглощенные дозы могли достигать 400–800 Гр в хвое, почках и семенах сосны и березы, 200–800 Гр – у травянистых растений, 100–200 Гр – у млекопитающих, 40–100 Гр – у птиц, 200 Гр – у почвенных беспозвоночных, 40 Гр – у рыб [26]. К настоящему времени процессы репарации практически компенсировали радиационные эффекты и не наблюдается различий в биологической продуктивности и видовом разнообразии между облученными и необлученными экосистемами. Не стали ущербными и генетические радиационные эффекты для существующих популяций.

На территории ВУРСа был организован заповедник, в котором функционировала опытная научно-исследовательская станция. В работах совместно со специалистами ОНИС принимали участие ученые ведущих научно-исследовательских центров – ВНИИ сельскохозяйственной радиологии и агроэкологии РАСХН, Института проблем экологии и эволюции им. А. Н. Северцова РАН, Института глобального климата и экологии РАН.

За несколько десятилетий работы был накоплен значительный опыт, в том числе в области сельскохозяйственной радиологии и аварийного реагирования, который позже использовался и в ходе работ по ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС.

К сожалению, в период экономических трудностей 1990-х гг. ОНИС перестала существовать. В настоящее время статус заповедника не соответствует современной нормативно-правовой базе, а сама головная часть следа радиоактивного загрязнения нуждается в реабилитирующих и защитных мероприятиях.

2.1.1.9. Радиоактивные выбросы предприятия

Для оценки выбросов радионуклидов в атмосферу на ранних этапах деятельности предприятия специалистами ПО «Маяк» проводились ретроспективные восстановления данных на основе знаний об энерговыработке, сроках выдержки облученных на реакторе урановых блоков перед растворением, технологии растворения и газоочистки. На рис. 2.1.1.15 – 2.1.1.17 приведены данные по динамике выбросов одного из наиболее значимых радионуклидов ^{131}I за период с 1948 по 1990 г.

Максимальные выбросы наблюдались в период с 1949 по 1956 г. и были обусловлены выходом йода при растворении урановых блоков в радиохимическом производстве. Аналогичная ситуация, очевидно, наблюдалась и по другим радионуклидам. С развитием систем газоочистки и организацией контроля выбросы были сокращены во много раз.

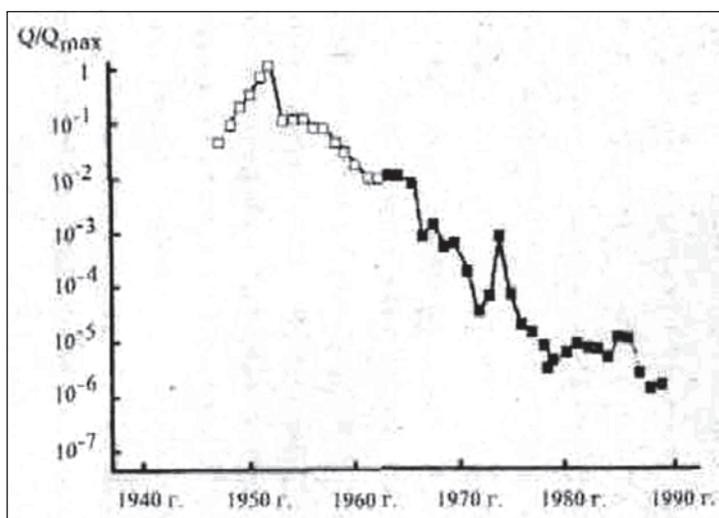


Рис. 2.1.1.15. Динамика годовых выбросов йода-131 в атмосферу: сплошные квадраты — результаты измерений; полые квадраты — результаты ретроспективного восстановления

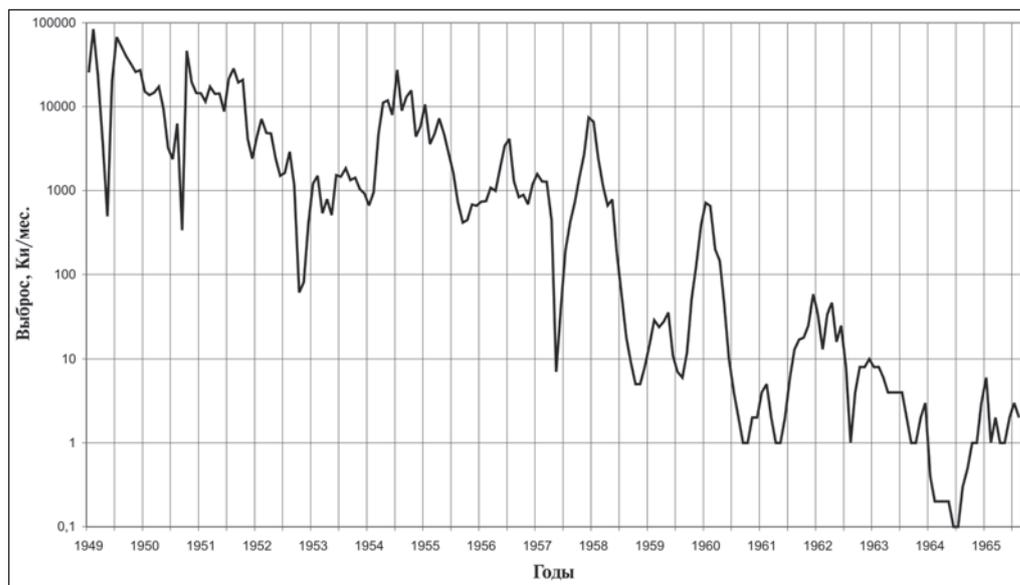


Рис. 2.1.1.16. Результаты реконструкции помесячных выбросов ^{131}I в атмосферу из труб завода «Б» (наиболее вероятные оценки).



Рис. 2.1.1.17. Результаты реконструкции помесечных выбросов ^{131}I в атмосферу из труб завода «ДБ» (наиболее вероятные оценки).

В частности, для ^{131}I это сокращение составило примерно 100 раз на момент начала введения контроля. Сокращение на настоящий момент составляет более миллиона раз. Снижение выбросов различных радионуклидов в атмосферу показано на рис. 2.1.1.18.

Однако в целом за весь период функционирования в окружающую среду поступило значительное количество радиоактивных веществ (табл. 2.1.1.5).

В последние десятилетия выбросы радиоактивных веществ в атмосферу регламентировались на основании различного рода документов, согласуемых природоохранными органами: Госкомэкологией России, Государственной службой охраны окружающей природной среды МПР России, Ростехнадзором.

Организация работ по нормированию и контролю выбросов загрязняющих веществ в атмосферу промышленными источниками ПО «Маяк» осуществляется на основании специального стандарта предприятия.

В последние годы выбросы в атмосферу радиоактивных веществ источниками ПО «Маяк» находятся на постоянном уровне и составляют в основном значительно меньше 0,5% от ПДВ.

Таблица 2.1.1.5

Интегральные выбросы радионуклидов в атмосферу источниками ПО «Маяк», Гбк

Параметр контроля	Год организации штатного контроля	Выброс за период контроля	Оценка выброса за весь период
ИРГ	1958	$6,7 \times 10^9$	$1,1 \times 10^{10}$
ДЖА – α^*	1963	700	$2,0 \times 10^3$
ДЖА – β^{**}	1959	$9,3 \times 10^4$	$1,4 \times 10^5$
В том числе:			
^{137}Cs	1969	200	$1,3 \times 10^3$
^{90}Sr	1969	230	$1,7 \times 10^3$

* суммарная активность долгоживущих альфа-излучающих аэрозолей;
 ** суммарная активность долгоживущих бета-излучающих аэрозолей.

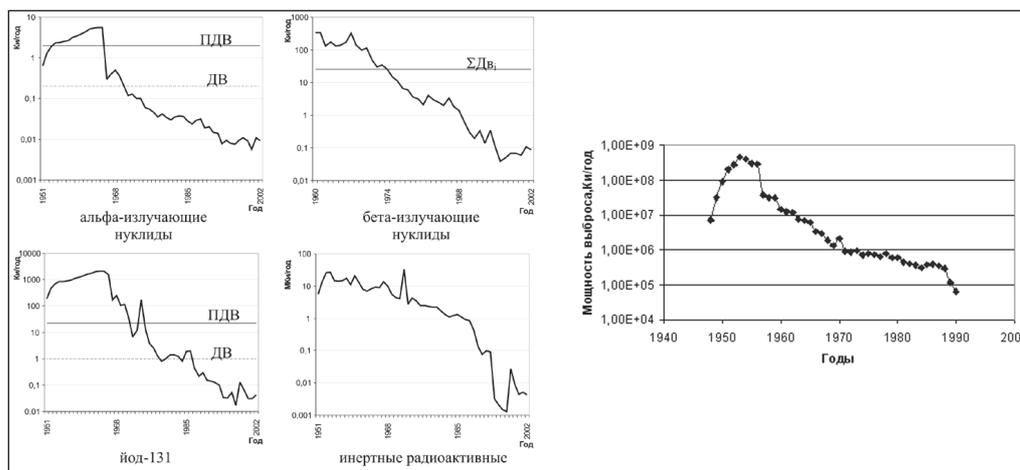


Рис. 2.1.1.18. Мощность выброса радионуклидов в атмосферу источниками ПО «Маяк» за период с 1951 по 2002 г.

На проживающее на прилегающих территориях население дозовые нагрузки, формируемые текущими выбросами в атмосферу радиоактивных веществ всеми источниками ПО «Маяк», не превышают 3% от суммарных дозовых нагрузок, формируемых всеми техногенными факторами воздействия, и составляют не более 1% от предела дозы для населения, установленного НРБ-99.

Таким образом, современные выбросы предприятия не представляют какой-либо значимой проблемы ни для здоровья населения, ни для состояния окружающей среды.

2.1.1.10. Обращение с РАО

Как уже отмечалось, созданная в основном в период 1950-х гг. система обращения с РАО не претерпела существенных изменений до последнего времени. Имеются предпосылки позитивных тенденций:

- темпы переработки высокоактивных ЖРО превышают темпы образования отходов [32];
- до 1981 г. темп накопления ТРО составлял примерно 10 тыс. т/год, после чего он стабильно снижался, и в 1994–1995 гг. образовывалось не более 2–2,5 тыс. т/год, а в 2000 г. – 1,42 тыс. т.

За время работы ПО «Маяк» захоронено:

- низко- и среднеактивных ТРО в сумме около 400 тыс. т ($1,5 \cdot 10^{15}$ Бк);
- высокоактивных отходов – 25 тыс. т ($4,4 \cdot 10^{17}$ Бк).

Все ТРО захоранивают в могильники: низко- и среднеактивные – в грунтовые, высокоактивные – в железобетонные сооружения с многослойной изоляцией. Характеристики могильников приведены в табл. 2.1.1.6.

2.1.1.11. Сравнительный анализ обращения с РАО при реализации оборонных программ

Первыми к реализации атомной программы приступили США. Затем аналогичные проекты стали реализовывать СССР, Великобритания и Франция. Хорошо известно, что участники советского Атомного проекта имели доступ ко многим проектным и технологическим решениям, применявшимся в США. К таким решениям в полной

Таблица 2.1.1.6

**Характеристики используемых на ПО «Маяк» могильников
и количество накопленных в них ТРО**

Тип могильника	Состояние	Количество, шт.	Масса отходов, тыс. т	Активность отходов, ПБк
Капитальные	Законсервированные	13	3,2	92
	Действующие	11	56,3	350
Грунтовые	Законсервированные	156	285	1,4
	Действующие	53	18,1	0,13
Всего:		233	362,6	~440

мере следует отнести и сброс радиоактивных отходов в открытую гидрографическую сеть, и накопление отходов.

Ядерный центр в Хэнфорде (США) наиболее близок по составу и масштабам производства к деятельности ПО «Маяк», начал производство плутония в 1943 г. Там были введены в строй 9 ядерных реакторов, 3 завода по производству топлива для этих реакторов, несколько радиохимических заводов по переработке облученных блоков, выделению плутония и захоронению отходов, а также завод по производству металлического плутония [33]. Первый реактор начал работать в 1944 г. Для охлаждения первых восьми прямоточных реакторов использовалась вода из р. Колумбии, которая после выдержки в специальном бассейне сбрасывалась обратно в реку. Расход воды р. Колумбии около 8500 м³/с, что более чем в 2000 раз превышает дебит воды р. Течи. Тем не менее и в этом случае возникали серьезные радиоэкологические проблемы.

В жидких сбросах реакторов преобладал ²⁴Na, суммарная активность поступления которого в р. Колумбию за 1944–1987 гг. составила 481 ПБк [34]. С ростом интенсивности наработки плутония возрастала и активность сброса радионуклидов в реку. Это привело к необходимости усовершенствования системы сброса радиоактивных вод. Новая система сброса, введенная в строй в июле 1961 г., позволила уменьшить поступление радиоактивности в реку примерно в два раза [33].

Радиоактивные сбросы Хэнфордского центра в р. Колумбию в 1955–1959 гг. составляли 0,4–1 ПБк/сут. [5, 36]. На ПО «Маяк» максимальная сбросная активность составляла в 0,16 ПБк/сут.

В Хэнфорде высокоактивные отходы радиохимического производства размещены в бетонных резервуарах, изнутри облицованных углеродистой сталью. Общий объем хранящихся на хэнфордской площадке в 177 подземных емкостях ВАО оценивается на уровне 206 тыс. м³, т. е. почти 60% объема всех высокоактивных отходов на территории США. Суммарная активность этих отходов – 7,33·10¹⁸ Бк. Количество плутония в твердых и жидких отходах на площадке составляет 540 кг [37]. Для сравнения: на ПО «Маяк» накоплено около 19 тыс. м³ высокоактивных ЖРО и высокоактивных суспензий с суммарной активностью 3,3·10¹⁹ Бк.

В Великобритании сброс РАО с завода в Уиндскейле (ныне – Селлафилд) начался в 1952 г. В 1952 г. он составил 3,7·10¹⁴ Бк, а в 1953 г. – 7,4·10¹³ Бк/мес. [38]. После пуска в 1964 г. установки по переработке ОЯТ реакторов типа «Магнокс» сброс стал увеличиваться и достиг максимума в 1975 г. За все годы эксплуатации радиохимического завода «Селлафилд» в окружающую морскую среду было сброшено более 41 ПБк ¹³⁷Cs,

примерно по 18,5 ПБк ^{241}Pu и ^3H , около 1,1 ПБк ^{106}Ru и другие долгоживущие радионуклиды. Общая активность бета-излучающих нуклидов, сброшенных радиохимическим комплексом в Селлафилде в Ирландское море в 1952–1992 гг., составила 130 ПБк (исключая тритий). При этом 86% активности поступило в морскую среду в 1964–1984 гг. [39]. Суммарный сброс бета-активных излучателей ПО «Маяк» за 1949–1951 гг. составил 110 ПБк, что сопоставимо с аналогичными сбросами в Селлафилде.

2.1.1.12. Ядерное наследие на ФГУП ПО «Маяк»

Руководство отрасли и страны в целом всегда понимало, что ПО «Маяк» является чрезвычайно важным элементом ядерного оружейного и топливно-энергетического комплекса. Понимались и его проблемы. В частности, первые решения по ликвидации оз. Карачай были приняты еще в 1968 г.

С начала 1990-х гг. в условиях недостаточного бюджетного финансирования перед ПО «Маяк» встали новые сложные задачи, связанные с резким сокращением объемов основных производств, освоением новых технологий, в том числе по утилизации ядерных материалов, конверсионной деятельности. Одновременно формировалась новая нормативно-правовая база Российской Федерации в области охраны окружающей среды, экологической безопасности и обращения с РАО. Ряд принятых законов и подзаконных нормативных актов не учитывал реалий существования и производственной деятельности предприятий оборонного комплекса, что предопределило значительные сложности в регулировании безопасности объектов ПО «Маяк».

В начале 1990-х гг. была принята первая государственная программа Российской Федерации по радиационной реабилитации Уральского региона и мерах по оказанию помощи пострадавшему населению на период до 1995 г. (одобрена решением Президиума Совета Министров – Правительства Российской Федерации 27 января 1993 г., протокол № 3, п. 1), которую сменила Федеральная целевая программа «Социальная и радиационная реабилитация населения и территорий Уральского региона, пострадавших вследствие деятельности производственного объединения «Маяк», на период до 2000 года» (утверждена Постановлением Правительства Российской Федерации от 13 мая 1996 г. № 577).

Однако на практике принимавшиеся решения не реализовывались, главным образом из-за нехватки средств.

В результате к началу нового тысячелетия предприятие оказалось обремененным существенным грузом ядерного наследия, основными составляющими которого являются:

- накопление колоссальных объемов и активностей РАО, в том числе высокоактивных в емкостях-хранилищах;
- наличие промышленных водоемов В-9, В-17 и Теченского каскада водоемов, представляющих значимую угрозу экологической безопасности региона размещения предприятия;
- крупные остановленные, но не выведенные из эксплуатации радиационно опасные объекты, в том числе промышленные уран-графитовые реакторы;
- загрязнение прилегающих территорий, поверхностных и подземных вод в результате выбросов и сбросов радиоактивных веществ и аварий;
- существование архаичной, сформировавшейся в начальные годы работы предприятия, и действующей в основном до настоящего времени системы обращения с РАО.

Следует отметить, что в последние годы ядерное наследие ПО «Маяк» стало предметом правовых коллизий. Развитие законодательной базы ужесточило требования в

области экологической безопасности и охраны окружающей среды. В 2003 г. работа по решению накопленных проблем ПО «Маяк» приобрела системный характер. Это произошло при разработке «Комплексного плана мероприятий по решению экологических проблем, связанных с текущей и прошлой деятельностью ФГУП «ПО «Маяк». Однако концептуальные идеи, а также конкретные мероприятия, отраженные в этом документе, вновь не были подкреплены достаточным финансированием.

В связи с этим во взаимоотношениях ПО «Маяк» с надзорными органами возник ряд нерешенных проблем, связанных в первую очередь с невыполнением в полном объеме ПО «Маяк» действующего законодательства и требований нормативных документов надзорных органов в вопросах обращения с ЖРО и эксплуатацией промышленных водоемов.

Рассмотрим некоторые примеры противоречий между существующей действительностью и требованиями нормативных документов, связанных с нормированием сбросов.

Статья 104 Водного кодекса определяет, что «захоронение и сброс радиоактивных и токсичных веществ (материалов) в водные объекты запрещается».

В то же время, согласно статье 87 Водного кодекса «Особое пользование водными объектами», «для обеспечения нужд обороны, федеральных энергетических систем, федерального транспорта, а также для иных государственных и муниципальных нужд водные объекты, находящиеся в федеральной собственности, могут предоставляться в особое пользование по решению Правительства Российской Федерации...».

Условия использования водных объектов могут быть определены с точки зрения Федерального закона «Об охране окружающей среды» (ст. 51, 21, 22, 23). Статья 51 запрещает сброс радиоактивных отходов в окружающую среду. В соответствии с «Основными санитарными правилами обеспечения радиационной безопасности» (ОС-ПОРБ-99) «к жидким радиоактивным отходам относятся не подлежащие дальнейшему использованию органические и неорганические жидкости, пульпы и шламы, в которых удельная активность радионуклидов более чем в 10 раз превышает значения уровней вмешательства при поступлении с водой, приведенные в приложении П-2 НРБ-99». По НРБ-99 «уровень вмешательства (УВ) – уровень радиационного фактора, при превышении которого следует проводить определенные защитные мероприятия». НРБ регламентируют значения уровня вмешательства для каждого радионуклида, исходя из потребления питьевой воды в количестве 2 л в сутки и ограничения по дозе в 0,1 мЗв/год (УВ по ^{90}Sr равен 5 Бк/л, по ^{137}Cs – 11 Бк/л). Статьи 21 и 22 декларируют необходимость установления нормативов качества окружающей среды по содержанию радиоактивных веществ, нормативов допустимых выбросов и сбросов и нормативов допустимых физических воздействий (ионизирующих излучений) на окружающую среду. Следует отметить, что в отношении ионизирующих излучений установление подобных нормативов представляется излишним. МКРЗ считает, что в отношении ионизирующих излучений выполняется условие «защищен человек – защищена окружающая среда». Отечественные нормативы в области радиационной безопасности (НРБ и др.) базируются именно на рекомендациях МКРЗ.

Таким образом, можно констатировать, что Закон об охране окружающей среды нарушается в части ст. 51, так как все сбросы ПО «Маяк» превышают указанные значения значительно. Однако согласно п. 2–4 ст. 23 «Нормативы допустимых выбросов и сбросов веществ и микроорганизмов»:

«2. Технологические нормативы устанавливаются для стационарных, передвижных и иных источников на основе использования наилучших существующих технологий с учетом экономических и социальных факторов.

3. При невозможности соблюдения нормативов допустимых выбросов и сбросов веществ и микроорганизмов могут устанавливаться лимиты на выбросы и сбросы на основе разрешений, действующих только в период проведения мероприятий по охране окружающей среды, внедрения наилучших существующих технологий и (или) реализации других природоохранных проектов с учетом поэтапного достижения установленных нормативов допустимых выбросов и сбросов веществ и микроорганизмов.

Установление лимитов на выбросы и сбросы допускается только при наличии планов снижения выбросов и сбросов, согласованных с органами исполнительной власти, осуществляющими государственное управление в области охраны окружающей среды.

4. Выбросы и сбросы химических веществ, в том числе радиоактивных, иных веществ и микроорганизмов в окружающую среду в пределах установленных нормативов допустимых выбросов и сбросов веществ и микроорганизмов, лимитов на выбросы и сбросы допускаются на основании разрешений, выданных органами исполнительной власти, осуществляющими государственное управление в области охраны окружающей среды».

ПО «Маяк» разработало и продолжает совершенствовать Планы природоохранных мероприятий по доведению сбросов до величин, регламентируемых ст. 23 и ст. 51 Закона «Об охране окружающей среды».

Выход из сложившейся ситуации в 2003–2005 гг. виделся в:

- установлении особого порядка пользования водоемами и юридическое оформление их статуса и статуса территорий, используемых в производственных целях;
- разработке и утверждении специальных требований по обращению с РАО ПО «Маяк» в рамках специальных технических регламентов, предусмотренных Федеральным законом «О техническом регулировании» от 27 декабря 2002 г. № 184-ФЗ.

Подобный подход соответствует зарубежной практике, когда в отдельных случаях, связанных с предшествующей оборонной деятельностью, используются менее жесткие, в сравнении с национальными, санитарные и экологические ограничения. Обычная практика заключается в разработке специальных санитарных требований в дополнение к федеральному законодательству, учитывающих не только специфику, но и историю подобных предприятий. Как правило, это временные решения, основанные на постепенном приближении к общефедеральным нормам.

Определенная возможность возникла в связи с вводом в действие СПОРО-2002, основанных на Федеральном законе «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» от 30 марта 1999 г. № 53-ФЗ. В примечании к ст. 1.3 СПОРО-2002 сказано, что для радиационных объектов в случаях, когда источник образования РАО, места их сбора, временного хранения, маршруты транспортирования, пункты переработки и захоронения расположены в пределах территории организации, следует руководствоваться специальными санитарными требованиями, учитывающими специфику обращения с РАО в этих условиях. Еще более эффективно вопросы регулирования обращения с РАО на ПО «Маяк» могут быть решены принятием специального технического регламента, что позволяет сделать Федеральный закон «О техническом регулировании», ст. 8 п. 5 которого гласит: «Специальные технические регламенты устанавливают требования только к тем отдельным видам продукции, процессам производства, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации и утилизации, в отношении которых цели, определенные настоящим федеральным законом для принятия технических регламентов, не обеспечиваются требованиями общих технических регламентов».

К сожалению, в последующий период в Федеральный закон «О техническом регулировании» были внесены изменения, в том числе исключившие понятие специальных технических регламентов.

2.1.2. ОАО «Сибирский химический комбинат»

В настоящее время ОАО «Сибирский химический комбинат» (СХК, Комбинат № 816, Томск-7) – одно из крупнейших предприятий атомной промышленности России с многопрофильными производствами ядерного топливного цикла, крупнейшее в мировом масштабе предприятие по производству плутония, урана, трансурановых элементов.

Решение о создании комбината было принято до получения первых практических результатов советского Атомного проекта. 26 марта 1949 г. Совет Министров СССР (Постановление № 1252-443) принял решение о создании в Сибири вблизи г. Томска нового производства – Комбината № 816.

Документом предусматривалось создание комплекса заводов для получения двух видов ядерных оружейных материалов – плутония и урана-235, завода по изготовлению из них компонентов ядерных зарядов, заводов по промежуточной переработке делящихся материалов, мощной теплоэлектростанции и атомной электростанции из двух очередей на базе промышленных уран-графитовых ядерных реакторов – непосредственных наработчиков плутония.

Промплощадка СХК расположена вблизи г. Северска (г. Томск-7) на территории Томского района Томской области, примерно в 15 км северо-западнее г. Томска, вниз по течению р. Томь, притока Оби (рис. 2.1.2.1).



Рис. 2.1.2.1. Карта расположения СХК и г. Северска

Первым предприятием, вступившим в строй в 1953 г. на территории будущего комбината, был диффузионный завод «Д-3», предназначенный для обогащения урана на основе диффузионной технологии, затем примерно в течение десяти лет были сооружены и пущены в эксплуатацию все основные производства комбината. Темпы строительства предприятия были столь же высоки, как и темпы сооружения объектов ПО «Маяк». Свидетельством этого могут служить приведенные в табл. 2.1.2.1 сроки введения основных объектов комбината.

Таблица 2.1.2.1

Ввод в действие и состояние основных мощностей промышленного комплекса СХК

Объект	Этапы пуска производств	Текущее состояние
Промышленный реактор И-1	Ноябрь 1955 г. – пуск реактора со всеми инженерными сооружениями. 1954–1955 гг. – создание водохранилища ВХ-1	Остановлен 20 августа 1990 г.
Промышленный реактор ЭИ-2	Февраль 1958 г. – пуск в эксплуатацию. Сентябрь 1958 г. – на базе реактора ЭИ-2 заработала Сибирская атомная станция (АЭС-1) – первая промышленная АЭС мощностью 100 МВт	Остановлен 28 декабря 1990 г.
ПУГР АДЭ-3	1961 г. – пущен в эксплуатацию в одноцелевом проточном режиме. Июль 1964 г. – переведен в энергетический режим, завершено в полном объеме освоение АЭС-1 мощностью 260 МВт	Остановлен 14 августа 1992 г.
ПУГР АДЭ-4	Февраль 1964 г. – пущен в эксплуатацию в одноцелевом проточном режиме. Декабрь 1968 г. – переведен в энергетический режим. 1994 г. – продлена эксплуатация. 1995 г. – начало работ по переводу в конверсионный режим без наработки плутония	Остановлен 20 апреля 2008 г.
ПУГР АДЭ-5	Июль 1965 г. – пущен в эксплуатацию и сдана первая очередь АЭС № 2. 1995 г. – продлен срок эксплуатации, начало работ по переводу в конверсионный режим без наработки плутония	Остановлен 5 июня 2008 г.
Завод разделения изотопов	Июль 1953 г. – введена в эксплуатацию первая очередь – завод «Д». 1954 г. – пущено оборудование корпуса № 2. 1955 г. – пущено оборудование корпусов № 4 и № 5. 1959 г. – сдан в эксплуатацию корпус № 8. 1961 г. – пущено оборудование корпуса № 9. 1973 г. – пущено оборудование корпуса 1002	Производства в корпусах № 2, 4 и 5 остановлены. Производства в корпусах № 8 и № 9 остановлены в 1991–1992 гг.
Сублиматный завод	Май 1954 г. – вступил в строй в составе цехов № 51 и № 52, в апреле 1955 г. введен в эксплуатацию цех № 50	

Радиохимический завод	<p>Август 1961 г. – сдан в эксплуатацию.</p> <p>В составе РХЗ с 1961–1965 гг. эксплуатируются временные хранилища РАО: бассейны Б-1, Б-2, водохранилища ВХ-3, ВХ-4, пульпохранилища ПХ-1 и ПХ-2.</p> <p>Бассейны Б-1 и Б-2 введены в эксплуатацию с 28 февраля 1964 г.</p> <p>Водохранилище ВХ-3 введено в эксплуатацию с 19 ноября 1958 г.</p> <p>Водохранилище ВХ-4 введено в эксплуатацию с 6 мая 1960 г.</p> <p>Пульпохранилище ПХ-1 принято в эксплуатацию с 31 декабря 1960 г.</p> <p>Пульпохранилище ПХ-2 принято в эксплуатацию с 19 марта 1964 г.</p> <p>Площадка 13 введена в эксплуатацию в 1961 г.</p> <p>Площадка 18а введена в эксплуатацию в 1963 г.</p> <p>Площадка 18 введена в эксплуатацию в 1967 г.</p>	<p>Эксплуатация бассейнов Б-1 и Б-2 прекращена 27 августа 1982 г.</p> <p>Водохранилища ВХ-3 и ВХ-4 эксплуатируются. Окончательный останов производств Радиохимического завода по переработке ОСУБ планируется в 2010–2011 гг.</p>
Химико-металлургический завод	<p>Июль 1961 г. – вступил в строй.</p> <p>В составе ХМЗ эксплуатируется открытый бассейн-хранилище РАО Б-25, сданный в эксплуатацию 11 октября 1962 г.</p>	<p>После прекращения сбросов (2011 г.) запланированы работы по консервации бассейна Б-25</p>

К 1961 г. с вводом в эксплуатацию первой АЭС, Сублиматного, Радиохимического и Химико-металлургического заводов, Завода по разделению изотопов был создан уникальный производственный цикл переработки и получения обогащенного урана и плутония. Пуском второй очереди атомной станции в 1965 г. закончилось сооружение основных производств и фактически завершилось формирование комбината. Параллельно создавались и формировались ремонтные и транспортные подразделения, хозяйственные службы и научно-экспериментальная база комбината.

Приобретенный опыт пуска и эксплуатации ядерных производств на ПО «Маяк», накопленные знания позволили избежать многих ошибок на СХК. Тем не менее ряд принятых решений предопределил формирование проблем, связанных с выводом из эксплуатации крупных радиационно опасных объектов и обращением с РАО.

Ввод и вывод из эксплуатации промышленных реакторов

В период с 1953 по 1964 г. на площадках СХК были сооружены и пущены в эксплуатацию промышленные уран-графитовые реакторы (ПУГР) И-1, ЭИ-2, АДЭ-3, АДЭ-4, АДЭ-5. Генеральным проектировщиком реакторов и площадок было нынешнее ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», главным конструктором реакторов И-1, ЭИ-2 – ФГУП «НИКИЭТ», а главным конструктором реакторов серии АДЭ – ФГУП «ОКБМ».

Реактор И-1 предназначался исключительно для наработки оружейного плутония, остальные реакторы совмещали в себе функции наработки плутония и производства электроэнергии. Впервые в мире эти функции совместил в себе реактор ЭИ-2. С пуском этого реактора заработала первая очередь Сибирской АЭС (рис. 2.1.2.2.) мощностью 100 МВт (в 20 раз мощнее первой АЭС в Обнинске). Об этом событии было доложено на Женевской конференции в 1958 г. Реакторы серии АДЭ по мере их ввода



Рис. 2.1.2.2. Общий вид первой очереди Сибирской АЭС

в эксплуатацию поэтапно наращивали мощность Сибирской АЭС. С пуском АДЭ-5 мощность станции составила 600 МВт.

Одновременно для снижения активности охлаждающих сбросных вод работавшего в прямоточном режиме реактора И-1 в 1954–1955 гг. было создано водохранилище ВХ-1.

В процессе эксплуатации реакторов, отработки и отладки режимов работы происходили отклонения от режимов нормальной эксплуатации, вызванные различного рода отказами оборудования. Наиболее серьезные инциденты на реакторах были связаны с «зависаниями» рабочих блоков в технологических каналах. В период до 1964 г. на реакторе И-1 произошло 9 таких ситуаций, в том числе с зависанием в шести (20 марта 1960 г.) и восьми (24 мая 1964 г.) технологических каналах. На реакторе ЭИ-2 в период до 1968 г. также произошло 9 подобных ситуаций, в том числе с зависанием в 14 (3 июля 1964 г.) технологических каналах. На реакторе АДЭ-3 в период до 1971 г. произошло всего 5 подобных случаев.

Выбросы радионуклидов в окружающую среду при ликвидации указанных инцидентов не превышали установленных для реакторных заводов нормативов ПДВ. Работы по совершенствованию конструкций реакторов, решение проблемы надежности топливных элементов при повышенных тепловых нагрузках путем совершенствования структуры и состава металлического урана, конструкции блока и технологии его изготовления, а также режимов эксплуатации позволили улучшить надежность промышленных реакторов и повысить их мощность. Уровни мощности реакторов были повышены в 1,5–2,5 раза за счет модернизации активных зон реакторов с переходом на другие типоразмеры технологических труб и рабочих блоков. К концу 1970-х гг. на реакторе ЭИ-2 были разработаны уникальные способы восстановления работоспособности графитовой кладки, проведен нестандартный ремонт, что позволило продлить срок службы реактора ЭИ-2 на 10 лет. Повышение надежности эксплуатации позволило решать более широкие производственные задачи.

На базе реакторов АДЭ-4 и АДЭ-5 была спроектирована и реализована система дальнего теплоснабжения. Томск был обеспечен дешевой тепловой энергией благодаря использованию тепла реакторов АДЭ-4 и АДЭ-5. Реакторы давали 30–35% теп-

ла, необходимого для отопления жилого массива г. Томска, и более 50% — для г. Северска и промплощадок комбината. В это же время были реконструированы практически все технологические системы контроля и управления реакторами с переводом на новую элементную базу.

Однако неизбежно работа реакторных установок сопровождалась образованием РАО. Они размещались в приреакторных хранилищах, а также в траншейных хранилищах, в том числе временных.

Определенные проблемы накапливались в инфраструктуре обращения с облученными урановыми блоками и РАО. Решение задач по приведению схемы обращения с твердыми РАО в соответствие с современными требованиями осложнено отсутствием современных технологий и установок переработки твердых РАО.

В начале 1990-х гг. вследствие существенного изменения политической ситуации в стране и мире были приняты решения по прекращению эксплуатации реакторных установок. Промышленные уран-графитовые реакторы (далее ПУГР) И-1 и ЭИ-2 были остановлены на основании межправительственного соглашения между США и СССР «О прекращении наработки оружейного плутония», а АДЭ-3 остановлен в связи с выработкой ресурса.

После останова в комплексе зданий, в которых находятся остановленные реакторы И-1, ЭИ-2, АДЭ-3, и здании, в котором расположена остановленная АЭС-1, велись работы по удалению ядерного топлива, инженерно-радиационным обследованиям, по частичному демонтажу оборудования и приведению всех реакторов в состояние длительной стабильности. После окончательного останова из зданий ПУГРов были в основном удалены ядерные материалы. Незначительное количество осталось в виде россыпи в бассейне выдержки реактора И-1. Удалено около 1000 т низкоактивных ТРО суммарной активностью порядка 10^6 Бк. Количество накопленных ТРО на площадке 2 Реакторного завода оценивается в 25 000 т суммарной активностью $2,4 \cdot 10^{16}$ Бк. На твердые радиоактивные отходы приходится 98% активности. Из них графитовые отходы составляют 46%, остальное — металлические отходы, причем в основном алюминиевые.

Как и в случае с промышленными реакторами ПО «Маяк», на СХК вопросы вывода из эксплуатации при проектировании реакторных установок и в течение срока их эксплуатации не рассматривались. В настоящее время проводится работа по выбору технически и экономически обоснованного варианта вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов.

ПУГРы АДЭ-4 и АДЭ-5 до окончательного останова эксплуатировались без каких-либо радиационных инцидентов, хотя проектные сроки были превышены более чем в два раза. На основании соглашения от 23 сентября 1997 г. между российским и американским правительствами о сотрудничестве в отношении реакторов, производящих плутоний, промышленные реакторы АДЭ-4 и АДЭ-5 в 2008 г. были остановлены.

Как потенциальные источники радиационной опасности, реакторы характеризуются накопленными ОЯТ и РАО.

Общее количество ТРО на площадке с реакторами АДЭ-4 и АДЭ-5 составляет более 14 тыс. т с активностью $1 \cdot 10^{18}$ Бк.

Завод разделения изотопов

После пуска в 1953 г. завод выполнял задачу по получению обогащенного по изотопу 235 урана, необходимого для изготовления ядерного оружия. В настоящее время предприятие осуществляет разделение изотопов урана в промышленных масштабах и

выпускает для нужд атомной энергетики гексафторид урана, обогащенный по изотопу уран-235 до 5%. В период с 1970 по 1981 г. на Заводе разделения изотопов (рис. 2.1.2.3) в четырех корпусах из шести было демонтировано устаревшее диффузионное оборудование и установлены газовые центрифуги, что позволило в 2,5 раза увеличить выпуск товарной продукции при снижении удельного расхода электроэнергии в 3,5 раза.

В 1992 г. создан отдельный центрифужный модуль, что позволило, наряду с природным, обогащать и регенерированный уран энергетических реакторов. На заводе действует установка по смешению высокообогащенного урана с низкообогащенным для перевода его в энергетический уран, обогащенный по изотопу уран-235 до 5%. Кроме обогащения урана, завод занимается производством стабильных изотопов ^{124}Xe , ^{126}Xe , ^{128}Xe , ^{112}Sb , ^{119}Sb , ^{74}Se и др.

В настоящее время в состав Завода разделения изотопов входит газоцентрифужное производство, конденсационно-испарительные установки, автоклавные установки для перелива товарной продукции в зарубежные контейнеры, установки по дезактивации диффузионного оборудования.

Сегодня все образующиеся на заводе урансодержащие растворы передаются на Сублиматный завод, где перерабатываются совместно с технологическими оборотами сублиматного производства и направляются в схему подземного захоронения.

Радиохимический завод

Завод (рис. 2.1.2.4) осуществлял радиохимическую переработку отработавшего уранового топлива ПУГРов Реакторного завода с использованием экстракционно-сорбционной технологии в целях получения диоксидов плутония, нептуния и азотнокислого урана.

Внедрение пульсационных колонн на экстракционной переработке топлива промышленных реакторов позволило на порядок снизить гамма-активность слабооблученного урана, а реализация комплекса мероприятий по совершенствованию системы газоочистки привела к значительному сокращению выбросов в атмосферу радиойода и оксидов азота. В то же время внедрение экстракционно-сорбционной технологии позволило увеличить в два раза производственные мощности завода и на 35% снизить расход химреагентов, а также повысить качество товарного диоксида плутония и урана.

Радиохимическое производство включает цех по переработке облученных стандартных урановых блоков (ОСУБ) по двухциклической экстракционной схеме с получением рафинированных растворов солей урана с обогащением по урану-235 менее 1%



Рис. 2.1.2.3. Завод разделения изотопов



Рис. 2.1.2.4. Радиохимический завод

и получение диоксида плутония и нептуния по сорбционно-аффинажной схеме, цех хранения и переработки высоко- и среднеактивных РАО, кондиционирования технологических низко- и среднеактивных РАО к подземному захоронению, и цеха ревизии технологического оборудования.

Технологическая схема обращения с жидкими РАО на Радиохимическом заводе существенно отличалась от принятой на ПО «Маяк». Она включала цех хранения и захоронения жидких РАО, расположенный на отдельных площадках и включающий специальные гидротехнические сооружения, предназначенные для сбора, кондиционирования и промежуточного хранения жидких РАО:

- пульпохранилища ПХ-1 и ПХ-2; бассейны Б-1 и Б-2;
- водохранилища ВХ-1, ВХ-3 и ВХ-4; площадку 13 для переработки жидких не-технологических низкоактивных РАО;
- площадки 18 и 18а для захоронения ЖРО в подземные пласты-коллекторы (см. ниже).

В рамках конверсии на заводе созданы производства по переработке окислов природного и регенерированного урана энергетических реакторов.

Основная продукция завода – очищенное урановое сырье для Сублиматного завода.

Химико-металлургический завод (ХМЗ)

На заводе осуществлялось получение металлического урана, плутония и изделий из них методами восстановительно-рафинировочных плавов, механообработки и пресования, а также переработка образующихся радиоактивных отходов для извлечения и химической очистки урана и плутония на основе экстракционной и сорбционной технологии, доведения твердых и жидких РАО до норм длительного хранения (захоронения).

На заводе (рис. 2.1.2.5) постоянно совершенствовались технологии и оборудование по восстановлению сырьевых материалов до металла, брикетированию в слитки, рафинированию, литью, а также по переработке отходов. В результате резко снижено количество образующихся отходов, повышены коэффициенты извлечения плутония и урана из отходов и оборотов производства. В середине 1970-х гг. были начаты работы по сооружению двух новых производственных корпусов, сданных в эксплуатацию в 1978 и 1980 гг.

В состав Химико-металлургического завода входит также специальная площадка 16, предназначенная для захоронения твердых РАО в специализированных хранилищах.

Для выдержки и усреднения сбросных технологических растворов завода был создан открытый бассейн Б-25 емкостью 20 000 м³.

Сублиматный завод

Используя в качестве сырья как природный, так и регенерированный уран, прошедший очистку на Радиохимическом заводе, на Сублиматном заводе получают оксиды и гексафторид урана (рис. 2.1.2.6).

За счет совершенствования оборудования и режимов его эксплуатации мощности по производству гексафторида урана к середине 1970-х гг. выросли примерно в 20 раз по сравнению с начальным уровнем 1955 г. Это позволило сосредоточить на предприятии переработку всего регенерированного урана и не создавать соответствующие производства на других предприятиях отрасли.

В последующий период за счет разработки и внедрения новых высокотемпературных фтораторов, высокопроизводительных трубчатых конденсаторов, фтородувок



Рис. 2.1.2.5. Общий вид ХМЗ



Рис. 2.1.2.6. Общий вид сублиматного завода

большой производительности, введения более прогрессивной технологии фторирования оксидов урана, развития и совершенствования производства фтор-газа с заменой электролизеров (высокотемпературных на среднетемпературные), разработки и внедрения АСУ технологическими процессами были увеличены объемы производства, улучшено качество продукции, санитарной обстановки на заводе и достигнуто снижение сбросов в окружающую среду солевых и радиоактивных веществ.

В состав Сублиматного завода входит пункт захоронения твердых слабоактивных РАО и участок переработки урансодержащих оборотов. Очищенные жидкие РАО направляются на полигоны захоронения ЖРО Радиохимического завода.

Обращение с РАО. Площадки хранения и полигоны захоронения РАО

Производственная деятельность СХК сопровождалась образованием большого количества жидких, твердых и газообразных РАО. Общее количество РАО, находящихся в поверхностных и подземных (геологических) хранилищах, оценивается в $4,2 \cdot 10^{19}$ Бк. Большая часть из них захоронена в поглощающие геологические горизонты. В них РАО локализованы в установленных границах и не оказывают воздействия на окружающую среду.

В зависимости от вида образующихся в процессе работы комбината РАО они подвергаются различным способам обработки, хранения и захоронения.

Твердые радиоактивные отходы

После переработки и подготовки технологических РАО к захоронению на установках Химико-металлургического и Радиохимического заводов твердые РАО поступают на площадку 16, относящуюся к Химико-металлургическому заводу и предназначенную для долговременного хранения твердых отходов.

На Реакторном заводе существуют приреакторные хранилища ТРО. Специальные пункты захоронения твердых низкоактивных РАО входят в состав Сублиматного завода и Завода разделения изотопов.

Жидкие радиоактивные отходы

Жидкие радиоактивные отходы ввиду многопрофильности производств Сибирского химического комбината имеют различный состав как по содержанию радионук-

лидов, так и по содержанию солей. В состав ЖРО входят не только технологические, но и нетехнологические растворы. По уровню активности ЖРО подразделяются на низкоактивные (НАО) и среднеактивные (САО). При работе комбината за год обрабатывается более 2,5 млн м³ ЖРО.

Все жидкие НАО направляются на переработку и захоронение на Радиохимический завод. Здесь отходы с низким содержанием солей очищаются методами коагуляции, отстаивания, фильтрации и ионного обмена. После достижения сбросных норм воды через промежуточное хранилище-отстойник (ВХ-1) сбрасываются в открытую гидросеть. Отходы с высоким содержанием солей подготавливаются к глубинному захоронению методами коагуляции, отстаивания и механической очистки. Подготовленные отходы направляются в глубокие хранилища жидких РАО («полигоны»).

Глубокие хранилища жидких РАО расположены на «площадках 18 и 18а» вблизи основных производств в пределах санитарно-защитной зоны, в которой находятся и другие объекты обращения с РАО: цех очистных сооружений, поверхностные бассейны-хранилища, промышленные водоемы, могильники твердых отходов.

Площадки 18 и 18а предназначены для захоронения ЖРО, в том числе декантатов наземных хранилищ СХК (выведенные из эксплуатации бассейны Б-1 и Б-2, бассейн Б-25, пульпохранилища ПХ-1 и ПХ-2), а также ЖРО, образующихся при выводе из эксплуатации ПУГРов Реакторного завода, переработке пульп, накопленных в емкостях Радиохимического завода и образовавшихся в результате выполнения военных программ.

Площадка 13 РХЗ предназначена для переработки жидких отходов низкого уровня активности (очистка малосолевых сточных вод) и подготовки высокосолевых НАО к подземному захоронению.

Проблема глубинного захоронения жидких РАО путем их нагнетания в скважины была решена впервые в отечественной практике на СХК совместно с ИФХЭ РАН и ВНИПИПТ. Подземная изоляция РАО существенно снижает возможность выхода радиоактивности в окружающую среду за счет низкой скорости миграции в используемых пластах закачки и неподверженности захороненных ЖРО воздействию наземных природных явлений, способных приводить к переносу значительного количества радионуклидов на большие расстояния.

Подготовка ЖРО среднего уровня активности к захоронению осуществляется на Радиохимическом заводе, откуда по трубопроводу **технологические** ЖРО поступают на пл. 18а. Отходы представлены солевыми растворами с солесодержанием до 300 г/л, а их радионуклидный состав – ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce и др.

Проводилось также опытно-промышленное удаление условно называемых ВАО порциями по 1–2 тыс. м³ от одного до трех раз в год. Особенностью подготовки ВАО к захоронению является введение комплексобразующих соединений и корректировка кислотности.

Эксплуатация «площадки 18а» (глубина 314–341 м) была начата в 1963 г. как экспериментальный «полигон», включающий 5 нагнетательных скважин в центре, 4 наблюдательные скважины в радиусе 125 м и 5 – в радиусе 380–400 м от центра. К 1980 г. часть скважин была ликвидирована, другие оставлены для контрольных наблюдений. Новые скважины на «площадке 18а» создавались для захоронения ЖРО средней и высокой активности.

«Площадка 18» предназначена для закачки в подземные пласты-коллекторы **нетехнологических** низкоактивных ЖРО. Отходы представлены солевыми растворами с солесодержанием до 20 г/л, рН – от 6 до 10,5; радионуклидный состав – ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce

и др. Суммарная концентрация α -излучающих радионуклидов в нетехнологических НАО – $3,7 \cdot 10^2$ Бк/л, β -излучающих радионуклидов – $3,7 \cdot 10^5$ Бк/л.

Объем удаленных отходов в глубокое хранилище жидких РАО СХК «площадок 18 и 18а», по данным на 2007 г., составил 46,85 млн м³, а их суммарная активность – 1515 млн Ки ($5,6 \cdot 10^{19}$ Бк). К настоящему времени суммарная активность радионуклидов, находящихся в пластах-коллекторах, снизилась в 3–4 раза.

Полигон захоронения «площадка 18» использует два коллекторных песчаных горизонта на глубинах 349–386 м и 270–320 м с эффективной мощностью 30–50 м и 50–90 м соответственно. Радионуклиды, содержащиеся в ЖРО, перераспределяются и надежно фиксируются на твердой фазе пласта-коллектора.

Хранение ЖРО в открытых наземных сооружениях

В начальный период работы была принята схема обращения с ЖРО также с использованием открытых хранилищ отходов. Они представляют собой ряд специальных гидротехнических сооружений: бассейны Б-1, Б-2; пульпохранилища ПХ-1, ПХ-2; бассейн Б-25; водохранилища ВХ-3, ВХ-4. Часть жидких нетехнологических отходов, поступающих в ВХ-3 и ВХ-4, подвергается переработке на очистных сооружениях пл. 13 до норм, не превышающих допустимых значений, установленных Нормами радиационной безопасности. Очищенная сточная вода отводится в промышленно-ливневую канализацию и далее через водохранилище № 1 в составе сточных вод комбината сбрасывается в реку Томь.

Открытые хранилища ЖРО СХК (за исключением водохранилищ ВХ-3 и ВХ-4) имеют гидроизоляцию для предотвращения миграции радионуклидов и вредных химических веществ за пределы данного гидротехнического сооружения.

Суммарная активность ЖРО (по данным на 1997 г.), хранящихся в открытых хранилищах, составляет примерно $2 \cdot 10^{18}$ Бк. Большая часть радионуклидов содержится в иловых отложениях, накопившихся в открытых хранилищах за время их эксплуатации.

На территории санитарно-защитной зоны комбината находятся следующие наземные открытые хранилища ЖРО:

1. Бассейны Б-1 и Б-2 – предназначались для накопления и хранения жидких технологических отходов среднего уровня активности, поступающих с Радиохимического завода. Конструкции бассейнов в полной мере учитывали тяжелый опыт ПО «Маяк»: были проведены необходимые изыскательские работы и предусмотрены изолирующие слои, что позволило эксплуатировать их в штатном режиме, без инцидентов и аварий, до 1982 г. Объем бассейна Б-1 составляет 65000 м³, бассейна Б-2 – 135 000 м³. Активность радионуклидов, накопленных в этих бассейнах, составляет $1,082 \cdot 10^{18}$ Бк и $7,42 \cdot 10^{17}$ Бк соответственно.

Уже в начале 1980-х гг. начало формироваться понимание того, что открытые хранилища жидких РАО остаются потенциально опасными для окружающей среды как источники радиоактивного загрязнения вследствие ветрового (смерчевого) или биологического уноса либо целого ряда других явлений (землетрясение, наводнение, ураган, подвижки земной коры). Это создает реальную угрозу радиоактивного загрязнения окружающей среды, облучения населения и загрязнения промышленной площадки СХК, что требует перевода их в более безопасное состояние. В целях исключения потенциальной опасности выноса радионуклидов из открытых хранилищ в окружающую среду в 1982 г. Постановлением Совета Министров СССР № 804-214 и при-

казом министра Средмаша № 0212 принято решение о консервации открытых хранилищ РАО (бассейнов Б-1 и Б-2). В том же году прием ЖРО в бассейны был прекращен. К настоящему времени выполнены работы по засыпке местным грунтом бассейна Б-2 и начаты работы по закрытию Б-1.

2. Пульпохранилища ПХ-1 и ПХ-2 – предназначены для приема, усреднения по составу и отстаивания отходов от ионообменной очистки НАО на пл. 13 (гидроокисной пульпы, кислого и щелочного регенераторов, отмывочных растворов после регенерации), пульп и аммиачных маточников Сублиматного завода, сорбатов и фильтратов Завода разделения изотопов, декантата бассейна Б-25. Пульпохранилища объединены в технологическую цепочку с возможностью подземного захоронения декантата, что позволяло избегать их переполнения в процессе эксплуатации. Однако длительное использование пульпохранилищ привело к накоплению больших объемов пульп и сокращению эффективного объема хранилищ.

3. Водохранилища ВХ-3 и ВХ-4 предназначены для приема, усреднения по составу, отстаивания и выдержки жидких нетехнологических НАО заводов СХК, площадок 13, 16, 18 и 18а перед их очисткой на пл. 13.

При значительном объеме и площади водохранилищ суммарная накопленная активность относительно невелика.

4. Бассейн Б-25, расположенный на площадке 16, предназначен для хранения сбросных нейтрализованных технологических растворов плутониевого и уранового производств Химико-металлургического завода. Для предотвращения фильтрации радионуклидов дно и откосы бассейна покрыты защитным экраном (глина и песчано-гравийная смесь). Бассейн эксплуатировался без инцидентов и нарушений. Для предотвращения переполнения декантат периодически направлялся на подземное захоронение. Начиная с 1986 г. стали предприниматься меры по исключению бассейна Б-25 из технологического цикла завода, в том числе был прекращен сброс части растворов путем их переработки и подземного захоронения. Объем растворов, направляемых в бассейн, при этом сократился до 3 тыс. м³ в год.

Значительное количество накопленных в бассейне радиоактивных осадков является причиной снижения эффективности очистки растворов от радиоактивных взвесей и приводит к увеличению концентрации радионуклидов в декантатах, что осложняет процесс подготовки жидких отходов к подземному захоронению.

Полное исключение бассейна Б-25 из технологического цикла завода требует решения ряда технологических задач.

5. Водохранилище ВХ-1 создано по проекту ГИ ВНИПИЭТ посредством возведения водоподпорной плотины на естественном русле р. Ромашки для снижения активности охлаждающих вод первого контура промышленного реактора И-1, работавшего в проточном режиме, перед удалением их в гидрографическую сеть (р. Томь). В водохранилище поступают также охлаждающие воды остальных заводов комбината, очищенные воды площадки 13 и сточные воды городских очистных сооружений.

Водохранилище расположено в юго-западной части санитарно-защитной зоны СХК на расстоянии около 3 км от северной границы жилой зоны города. Объем водохранилища составляет 500 тыс. м³, площадь зеркала воды – 250 тыс. м², глубина на большей части акватории – 0,7–2,0 м.

За время работы реакторов в проточном режиме в водохранилище произошло загрязнение донных отложений (около 71000 м³) радионуклидами ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co, ⁶⁵Zn суммарной активностью около 1,5·10¹² Бк.

Мощность дозы гамма-излучения по периметру водохранилища на расстоянии 1 м от поверхности воды до останова реакторов могла достигать уровней, превышающих фоновое значение (0,09–0,12 мкЗв/ч) в 10–50 раз.

Донные отложения представляют определенную опасность для окружающей среды: в случае их разноса за счет ветрового переноса (т. е. при высыхании водохранилища и обнажении донных отложений или прорыве подпорной плотины и последующего затопления) загрязнение может распространиться за пределы водохранилища.

После остановки всех промышленных реакторов сброс охлаждающих вод РК СУЗ был прекращен. При этом произошло значительное сокращение объема сточных вод в водохранилище ВХ-1 – примерно на 60 млн м³ в год, или на 60% от суммарного объема сточных вод.

6. Открытая гидрографическая сеть. При работе реакторов с прямоточным охлаждением сбросная вода после выдержки в водохранилище ВХ-1 поступала по сбросному каналу в р. Томь. Сбросы (в основном ³²P и ²⁴Na) в р. Томь со сточными водами комбината давали заметный вклад в радионуклидное загрязнение реки, хотя и не превышали уровня предельно-допустимых сбросов. Продукты деления (⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce и др.) в сточных водах комбината не обнаруживались при нижних пределах их определения, которые на 1–2 порядка ниже соответствующих допустимых концентраций по НРБ-99 для питьевой воды.

Хранилище ОЯТ

В связи с прекращением работы ряда производств в приреакторном хранилище выдержки ОЯТ реактора АДЭ-3 происходило накопление облученных топливных элементов из высокообогащенного урана типа ДАВ общей массой в пределах 1 т по урану-235 и активностью $1,1 \cdot 10^{10}$ Бк. Блок данного типа представляет собой алюминиевую матрицу с распределенным по ее объему ураном, покрытую алюминиевой оболочкой. Хранение облученного высокообогащенного материала требует выполнения мероприятий по обеспечению физической сохранности этих материалов и соблюдению требований ядерной и радиационной безопасности. Особые меры, необходимые для обеспечения безопасного и надежного хранения блоков типа ДАВ, связаны со значительными финансовыми затратами.

Работа по перевозке всего количества блоков типа ДАВ в единое хранилище на ПО «Маяк» долгое время не финансировалась. Нарастание коррозионных дефектов оболочек блоков существенно обострило проблему к началу XXI века.

Авария на Сибирском химическом комбинате

6 апреля 1993 г. в 12 ч 58 мин по местному времени на РХЗ в здании 201 цеха № 1 произошло взрывное разрушение одного из аппаратов первого цикла по экстракции урана и плутония¹.

Согласно технической документации, непосредственно к моменту аварии в аппарате содержалось (449 ± 120) г плутония и (8757 ± 286) кг урана. В процессе аварии-

¹ Авария на аппарате АД-6102/2 не является уникальным случаем бурной реакции между трибутилфосфатом и азотной кислотой на предприятиях ядерно-топливного цикла. Документально подтверждены, по крайней мере, четыре схожих инцидента.

но-восстановительных работ из аппарата АД-6102/2 и каньона было извлечено (577 ± 117) г плутония и (8707 ± 350) кг урана. Видно, что разница между этими значениями не превышает погрешности измерений. Более того, количество плутония в зоне разрушения оказалось несколько выше, чем его содержание в аппарате до аварии. Это может быть объяснено тем, что в процессе извлечения радиоактивных веществ из каньона также удалялась остаточная активность, обусловленная загрязнением за предыдущий период работы РХЗ. Таким образом, из анализа баланса урана и плутония можно сделать только качественный вывод о том, что их основная часть осталась внутри здания вблизи разрушенного аппарата. Поэтому для оценки количества радиоактивных веществ в выбросе использовались модели восстановления параметров источника по данным радиационной обстановки на сформировавшемся следе радиоактивного загрязнения.

Анализ пространственного распределения радионуклидов на следе показал, что аварийный выброс и его распространение в атмосфере наилучшим образом описывается суперпозицией двух источников:

- первого, связанного с выходом 50–60% радиоактивных веществ через проломы стен здания, поднявшихся на высоту 15–30 м;
- второго, обусловленного выходом 40–50% радиоактивных веществ через проломы крыши здания и поднятого на высоту 100–150 м.

Результаты оценок величины аварийного выброса приведены в табл. 2.1.2.2.

Таблица 2.1.2.2

Величина аварийного выброса при аварии на СХК

Радионуклид	Активность, ТБк	
	[51]	[52]
Суммарный выброс, ^{*)} в том числе:	36,7	25,2±9,0
¹⁰⁶ Ru	11,1	7,9
¹⁰³ Ru	0,37	0,34
⁹⁵ Nb	17,4	11,2
⁹⁵ Zr	7,8	5,1
¹⁴¹ Ce	–	0,37
¹⁴⁴ Ce	–	0,24
¹²⁵ Sb	–	0,10
²³⁹ Pu	$7,4 \cdot 10^{-3}$	$5,2 \cdot 10^{-3}$

^{*)} По данным альфа-спектрометрии проб снега, полученным в промсанлаборатории ЦМСЧ-81, среднегеометрическое значение отношений активностей ²³⁸U к ²³⁹Pu составило 0,22.

Результаты независимых оценок [51] и [52] близки между собой, и для характеристики активности суммарного выброса можно принять среднее значение $3,1 \cdot 10^{13}$ Бк, включая активность выброшенного ²³⁹Pu – $6,3 \cdot 10^9$ Бк. Таким образом, в атмосферу было выброшено около 0,6% ²³⁹Pu и около 25% b-g-излучающих радионуклидов, содержащихся в аппарате.

Радиоактивный след от аварийного выброса формировался при устойчивом юго-западном ветре (190-210) со скоростью 8–13 м·с⁻¹. Выпадения радиоактивных веществ происходили на устойчивый снеговой покров, достигавший местами метровой тол-

шины, который полностью сошел к середине мая. След протянулся в северо-восточном направлении от СХК; на расстоянии около 7 км он заметно отклонился к востоку, а перед деревней Георгиевкой – к северу. Юго-западнее населенного пункта Надежда и к северу от Георгиевки образовалось два «пятна» площадью примерно 1 км² с повышенными уровнями МЭД – более 100 и 50 мкР·ч⁻¹ соответственно. На остальной территории следа имелись локальные пятна площадью 100–150 м² с МЭД и плотностью потока β -частиц в 5–7 раз выше средних значений.

Особенностью загрязнения территории являлась ее неоднородность даже на небольших площадях (менее 1 м²), что связано с наличием «горячих» частиц активностью до 10⁵ Бк. Например, вблизи деревни Георгиевки плотность таких частиц оценивалась равной 400 м⁻² [51]. Результаты раздельного спектрометрического анализа взвешенной и растворимой фракций в пробах снега показали, что около 90% активных веществ находилось во взвеси [53].

Относительный нуклидный состав выпадений на следе аварийного выброса представлен в табл. 2.1.2.3.

Таблица 2.1.2.3

Относительный радионуклидный состав выпадений (на 06.04.1993 г.)

Радионуклид	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰³ Ru	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹⁴¹ Ce	¹⁴⁴ Ce	²³⁹ Pu
Относительный нуклидный состав выпадений, %	20,4	44,0	1,4	31,4	0,4	1,5	0,9	0,01

Единственным населенным пунктом, оказавшимся в пределах радиоактивного следа, стала д. Георгиевка, в которой постоянно проживало 73 человека, в том числе 18 детей до 17 лет.

Деревня состояла из 38 частных усадеб, включающих в себя жилой дом, хлев, хозяйственный двор, огород. Дома – только деревянные, одноэтажные, площадью 25–40 м² каждый. Водоснабжение – артезианская скважина. Площадь земельных участков, занятых частными усадьбами, составляет 36,3 га, из них площадь, используемая под огороды, – 26,5 га. Население содержит домашний скот. Летом 1993 г. было 38 коров, в том числе 15 дойных; 71 свинья; 22 овцы; 3 лошади.

Радиоактивное облако достигло Георгиевки через 20–30 мин после аварийного взрыва. Эффективное время выпадений (период действия шлейфа облака) составило около 30–40 мин. В период прохождения облака на территории деревни находилась большая часть ее постоянного населения, за исключением школьников и сельскохозяйственных рабочих. Плотность загрязнения почвы на территории населенного пункта представлена в табл. 2.1.2.4.

Таблица 2.1.2.4

Плотность загрязнения почвы на территории Георгиевки радионуклидами аварийного выброса

Радионуклид	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰³ Ru	¹⁰⁶ Ru	¹⁴¹ Ce	¹⁴⁴ Ce	²³⁹ Pu
Плотность загрязнения, кБк·м ⁻²	24	54	1,4	30	1,1	1,1	0,015

В масштабе отдельных усадеб территория деревни была загрязнена сравнительно равномерно – различие не превышало 2-кратный размер. Вместе с тем различие загрязненности в 100 раз имело место в масштабе локальных участков гораздо меньших размеров. Неравномерность проявлялась в наличии отдельных пятен и точек с повышенной активностью на поверхности грунта.

Предпринятые меры защиты были обусловлены скорее социальными причинами, чем намерениями существенно увеличить предотвращенную дозу. Касались они в основном только временного вывоза детей. В первые дни после аварии все малолетние дети в возрасте до 7 лет (всего 7 человек) были вывезены из деревни к родственникам. Временный вывоз остальных детей был организован властями. Вывоз осуществлялся добровольно, с согласия их родителей. Детям была предоставлена возможность бесплатно поехать в лечебно-профилактические учреждения Томской области и продолжительные экскурсионные поездки. Всего, таким образом, из деревни было вывезено 18 детей. В среднем отъезд детей состоялся в середине апреля, и они отсутствовали около 2,5 мес. Предотвращенная эффективная доза оценивается величиной $2,3 \cdot 10^{-3}$ чел·Зв. В целом общий объем затрат был невелик, но по удельным затратам на 1 чел·Зв эта авария беспрецедентная для СССР и России, табл. 2.1.2.5.

Таблица 2.1.2.5

Предотвращенная доза и затраты на защитные мероприятия [53]

Мероприятие	Объем работ	Предотвращенная доза S_A , чел·мЗв	Затраты X_c , млн руб. (в ценах 1993г.)	x_c/s_a	
				млрд руб. (чел·Зв) ⁻¹	млн долл. чел·Зв) ⁻¹
Деактивация населенного пункта	376 т грунта и снега, 1,25 га дезактивированной площади	1,2	4,6	3,8	3,5
Временный вывоз детей	18 детей в течение 2,5 мес.	2,5	10,0	4,0	3,6
Закупка местной мясной продукции	20 т живого веса	0,01	48,0	4800	4400
Снабжение привозными овощами	Картофель 27,5 т, овощи и фрукты 13,1 т	0,18	11,3	628	571
Снабжение привозными кормами личных хозяйств	Комбикорм 4,5 т, картофель 403 т, сенаж 12,0 т	0,025	81,1	3244	2950
Временное прекращение сельскохозяйственной деятельности и снабжение привозными кормами СП «Сибиряк»	Пашня – 642 га, пастбище – 72 га комбикорм – 1000 т	0,36	61,0	169	154
В среднем				50,5	46
ВСЕГО		4,275	216		

Радиоактивное загрязнение окружающей среды

По данным производственного радиационного контроля, осуществляемого соответствующими службами СХК, за последние тридцать лет допустимые концентрации, установленные Нормами радиационной безопасности для атмосферного воздуха, не превышались. Концентрация радионуклидов в атмосферном воздухе санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения была меньше соответствующих допустимых концентраций ($ДК_{\text{Б}}$, $ДОА_{\text{нас}}$), установленных нормами радиационной безопасности (НРБ-76/87, НРБ-99), в том числе по ^{90}Sr , ^{137}Cs , $^{103,106}\text{Ru}$, ^{144}Ce на 3–6 порядков, по ^{95}Zr , ^{95}Nb – на 5–7 порядков. Сумма альфа-активных нуклидов была ниже допустимой концентрации для ^{239}Pu в 3–25 раз, а сумма бета-активных нуклидов ниже допустимой концентрации для ^{90}Sr на 2–4 порядка.

В связи с остановкой промышленных реакторов и проведением ряда природоохранных мероприятий было достигнуто непревышение нормативов ПДС по ^{24}Na и ^{32}P за счет сокращения их сбросов в 12–33 раза. Прекращены сбросы радионуклидов осколочной и наведенной активности ^{56}Mn , ^{65}Zn , ^{137}Cs , ^{90}Sr . С середины 2008 г. полностью прекращены сбросы радионуклидов в р. Томь. В настоящее время в сбросах сточных вод комбината радионуклиды не обнаруживаются.

В течение последних 10–15 лет в приземном атмосферном воздухе как в санитарно-защитной зоне, так и в зоне наблюдения из контролируемых в районе расположения комбината радионуклидов регистрируются только ^{90}Sr , ^{137}Cs и $^{239,240}\text{Pu}$, концентрация которых на 3–6 порядков меньше соответствующих допустимых объемных активностей ($ДОА_{\text{нас}}$), установленных НРБ-99. Остальные радионуклиды (^{95}Zr , ^{95}Nb , $^{103,106}\text{Ru}$, ^{144}Ce , ^{131}I) в воздухе не обнаруживаются, хотя методики контроля позволяют определить эти нуклиды при их содержании на уровне, который ниже допустимых концентраций в 10^3 – 10^6 раз.

На территории санитарно-защитной зоны (за пределами охраняемых территорий заводов) содержание в почве радионуклидов характеризуется следующими величинами: по ^{90}Sr – 0,47–2,68 кБк/м², по ^{137}Cs – 2,1–13,8 кБк/м², по $^{239,240}\text{Pu}$ – 1,1–7,0 кБк/м².

На промплощадках 18 и 18а в санитарно-защитной зоне комбината в районе расположения открытых хранилищ жидких радиоактивных отходов имеется территория, загрязненная радионуклидами, с повышенным содержанием стронция-90 и цезия-137 в почве. Площадь загрязненной территории, куда входит территория открытых хранилищ ЖРО и территория, непосредственно прилегающая к ним, составляет 7,2 км². Ее влияние не выходит за пределы площадок 18, 18а, которые ограждены и охраняются; доступ населения на эту территорию исключен, а доступ персонала ограничен.

По данным многолетнего контроля, содержание радионуклидов в почве зоны наблюдения СХК близко к значениям глобального радиационного фона в стране. Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения на местности в зоне наблюдения комбината находится в пределах фоновых уровней и составляет 0,06–0,12 мкЗв/час.

Результаты контроля подземных вод в 2008 г. за пределами глубоких хранилищ жидких РАО, хранилищ и могильников жидких радиоактивных отходов, а также на водозаборах питьевого водоснабжения г. Северска показывают, что контролируемые радионуклиды ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{137}Cs и ^3H не обнаруживаются при нижних пределах методов определения, которые в 4–40 раз ниже установленных НРБ-99 значений уровней вмешательства ($УВ^{\text{вода}}$) для питьевой воды.

2.1.3. ФГУП «Горно-химический комбинат»

Красноярский Горно-химический комбинат (ГХК, ранее – Комбинат № 815, Красноярск-26) является крупнейшим в мире подземным комплексом по производству плутония (рис. 2.1.3.1).

Решение о строительстве в Красноярском крае Комбината № 815 было оформлено Постановлением Совета Министров СССР от 26 февраля 1950 г. № 826/302 сс/оп. Предприятие предназначалось для наработки оружейного плутония в промышленных реакторах и его выделения на радиохимическом производстве. Для защиты от возможных ядерных ударов основные объекты предусматривалось разместить в скальных выработках глубоко под землей.

Проектирование промышленных объектов и жилого комплекса было поручено Ленинградскому проектному институту «Ленгипрострой» (ныне ГИ ВНИПИЭТ). Инженерные изыскания начались в мае 1950 г. Место для подземной части комбината было выбрано там, где Атамановский кряж – один из отрогов Саянских гор – вплотную подходит к Енисею (рис. 2.1.3.2 и 2.1.3.3).

Строительство комбината вело Главное управление промышленного строительства МВД СССР.

В июне 1950 г. приказом ПГУ была организована дирекция строящегося предприятия под условным наименованием «Восточная контора». В 1953 г. Восточная контора передается в ведение Минсредмаша СССР.

ГХК был запроектирован в составе трех основных производств – реакторного (завод «А»), радиохимического (завод «Б») и металлургического (завод «М») с их размещением в скальных выработках (рис. 2.1.3.4.).

Подземные сооружения ГХК – это уникальный технологический комплекс, не имеющий аналогов в мировой практике. Впервые в мире строились подземные сооружения с пролетом до 20 м, высотой до 60 м и железобетонной обделкой в виде каркаса.

Подземные объекты комбината расположены не только в горизонтальной плоскости, но и значительно разнесены по высоте. Объем подземных выработок составляет несколько миллионов кубометров. При строительстве промышленных объектов уложено более миллиона кубометров бетона, смонтировано 40 тыс. т металлоконструкций, свыше 3000 км производственных трубопроводов, 5600 км кабельных сетей, 17500 единиц оборудования, установлено 106 тыс. приборов, проложено 100 км наземных и подземных железных дорог, 175 км автодорог.

Одновременно со строительством промышленных объектов ускоренно шло строительство города. Для него было выбрано место на 10 км южнее основного объекта, в бывшей пойме р. Енисей.

Строительство и ввод в эксплуатацию намеченных объектов велись ударными темпами (табл. 2.1.3.1).

Реакторное производство

Первый реактор АД (рис. 2.1.3.5) прямоточного охлаждения, предназначенный для наработки плутония, был аналогичен реактору «А», работавшему на ПО «Маяк».

Одновременно интенсивно велось строительство объектов, обслуживающих реактор. Это водозаборные сооружения на Енисее, мощные насосные станции первого и второго подъемов, объекты приточной и вытяжной вентиляции, энергетики, многочисленные тоннели для подачи воды на реактор и сброса ее, подачи воздуха и его

удаления, транспортные тоннели. На поверхности строились очистные сооружения, дизельная электростанция и другие объекты. Все это нужно было увязать в единую технологическую схему, обеспечивавшую надежную работу реактора.

Об уникальности сооружений и оборудования говорят такие примеры: производительность вентилятора общеобменной вентиляции порядка 1 млн м³ воздуха в час, расход воды на все три реактора составлял около 100 000 м³ в час.

18 августа 1958 г. началась загрузка рабочими твэлами активной зоны первого ПУГ-РаАД. 25 августа 1958 г. ядерный процесс реактора АД взят на автоматическое регулирование, и этот день считается датой пуска ГХК.

Одновременно с эксплуатацией реактора АД проводились работы по строительству и монтажу оборудования реакторов АДЭ-1 и АДЭ-2.

Все реакторы ГХК – уран-графитовые, на тепловых нейтронах, канального типа с водяным охлаждением. В активную зону загружаются рабочие блоки из естественного урана.

Реактор АДЭ-1 был предназначен для работы в двухцелевом режиме, т. е. для наработки плутония и выработки электрической, а также тепловой энергии. Однако к моменту пуска реактора не была готова теплоэнергетическая часть, поэтому было принято решение пустить реактор в проточном режиме.

Длительная работа реакторов АД и АДЭ-1 в проточном режиме со сбросом охлаждающей воды в реку привела к радиоактивному загрязнению отдельных участков поймы Енисея радиоактивными элементами.

Третий реактор АДЭ-2 введен в работу сразу в энергетическом режиме, благодаря чему исключался сброс воды первого контура в открытый водоем. Реактор АДЭ-2 с замкнутой системой охлаждения вместе с ТЭЦ представляют собой АЭС, которая стала основным источником тепла и электроэнергии для промышленных предприятий и подразделений комбината, а также для бытовых нужд населения.



Рис. 2.1.3.1. Горно-химический комбинат



Рис. 2.1.3.2. Месторасположение ГХК

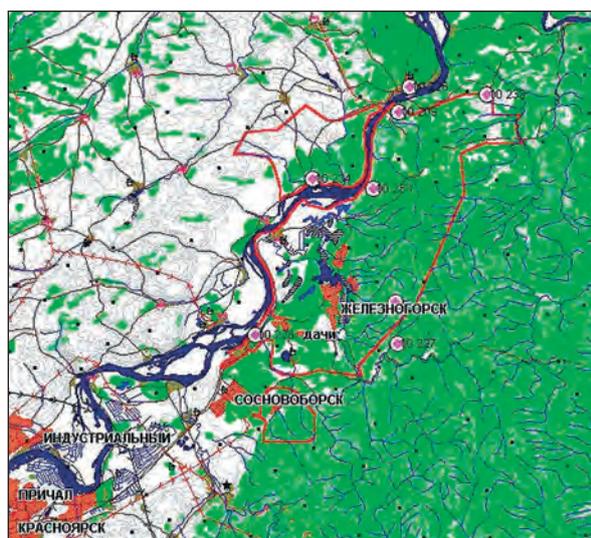


Рис. 2.1.3.3. Карта расположения ГХК



Рис. 2.1.3.4. Центральная улица в подземных сооружениях ГХК

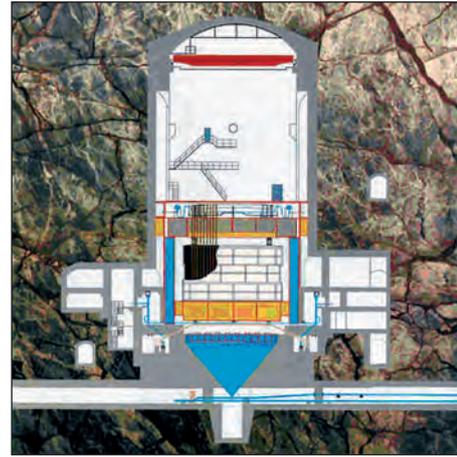


Рис. 2.1.3.5. Схема реактора типа АД

Эксплуатация реактора АД первоначально в целом проходила удовлетворительно, однако низкая надежность рабочих урановых блоков приводила к его многократным кратковременным остановам. В первые годы произошло несколько тяжелых «зависаний» рабочих блоков подобно тому, как это происходило на ПО «Маяк» и СХК. Принятые меры по повышению качества твэлов позволили через два года количество кратковременных остановов снизить в 10 раз.

В первый год имели место случаи значительных выбросов радиоактивных газов и аэрозолей в производственные помещения. Для устранения причин выбросов была выполнена большая работа по выявлению источников радиоактивного загрязнения.

Подобные ситуации наблюдались и на других реакторах. За время эксплуатации по 1975 г. на реакторах имели место девять тяжелых «зависаний» типа «тепловой козел», в том числе три – на АД, пять – на АДЭ-1 и одно – на АДЭ-2.

В последующие годы на реакторах был разработан и внедрен комплекс мероприятий по поддержанию работоспособного состояния графитовых кладок, в которых из-за радиационного и термического воздействия происходили процессы, затруднявшие эксплуатацию реакторов. На всех аппаратах была проведена реконструкция систем управления и защиты (СУЗ), а также систем массового контроля (измерение температуры воды в технологических каналах, контроль целостности технологических каналов и др.).

В 1992 г. реакторы АД и АДЭ-1 были остановлены. Сегодня оба реактора переведены в ядерно безопасное состояние.

Отраслевой программой вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, утвержденной 12 декабря 2001 г. министром Российской Федерации по атомной энергии, вывод из эксплуатации всего комплекса реакторного производства предполагается проводить по варианту захоронения на месте с предварительной выдержкой.

К настоящему времени на реакторах АД и АДЭ-1 выполнены работы по демонтажу оборудования и консервации шахт реакторов. Намеченные мероприятия соответствуют действующим нормативным документам.

В соответствии с Соглашением от 23 сентября 1997 г. между российским и американским правительствами о сотрудничестве в отношении реакторов, производящих

Таблица 2.1.3.1

Ввод в действие и состояние основных мощностей промышленного комплекса ГХК

Объект	Этапы пуска производств	Текущее состояние
Реакторное производство	25 августа 1958 г. – введен в эксплуатацию прямоточный реактор АД. 27 июля 1961 г. – введен в эксплуатацию прямоточный реактор АДЭ-1. 30 января 1964 г. – введен в эксплуатацию двухцелевой реактор АДЭ-2 и вступила в строй действующих АТЭЦ	Реактор АД остановлен 30 июня 1992 г. Реактор АДЭ-1 остановлен 29 сентября 1992 г. Реактор АДЭ-2 планируется снять с эксплуатации в 2010 г.
Радиохимическое производство (завод Б). Горнорудный завод	20 апреля 1964 г. введена в эксплуатацию первая технологическая нитка на основе ацетатной технологии. Комбинат начал выдавать товарную продукцию: диоксид плутония и «плав» уранил нитрата. В 1967 г. на заводе «Б» впервые в СССР была получена товарная партия технеция-99. В июле 1968 г. достигнута проектная производительность завода «Б». В 1979 г. запущена в работу экстракционная технология переработки облученных стандартных урановых блоков. Апрель 1980 г. – достигнута проектная производительность Радиохимического завода. 1985 г. – окончание работ по реконструкции завода (создан узел межциклового упарки, резервное отделение для экстракционной технологии)	1995 г. – снят государственный заказ на производство диоксида плутония
РТ-2	1977 г. – на площадке Изотопно-химического завода начато строительство завода РТ-2. 1984 г. – строительство перерабатывающего комплекса завода РТ-2. 1985 г. – введена в эксплуатацию первая очередь завода РТ-2 – комплекс хранилища на 6000 т ОЯТ. 1990 г. – строительство перерабатывающего комплекса временно прекращено	
«Полигон Северный»	В 1967 г. в составе очистных сооружений комбината введено в эксплуатацию глубокое хранилище жидких РАО («полигон Северный»)	
ЗПК	Сентябрь 2008 г. – введен в эксплуатацию Завод полупроводникового кремния	

плутоний, реактор АДЭ-2 после создания замещающих энергетических мощностей также должен быть остановлен.

С начала 1990-х гг. на ГХК отработавшие блоки ДАВ-90 (ТВЭЛы с повышенным содержанием урана-235 служат как «поджигатели» в периферийной зоне реактора), как и на СХК, не отправлялись на переработку на ПО «Маяк», а хранились в бассейне выдержки. Длительное их хранение без переработки может привести к коррозионно-

му разрушению оболочки блоков, выходу и накоплению урана-235 в илах бассейна выдержки и в охлаждающей воде, что осложнит работы по выводу реактора АДЭ-2 из эксплуатации.

Радиохимическое производство

Проект Радиохимического завода (рис. 2.1.3.6) был выполнен Ленгипростроем в 1955–1956 гг. с учетом результатов освоения ацетатной технологии заводов «Б» ПО «Маяк» и СХК. Завод предназначался для выделения оружейного плутония из облученного в реакторах металлического урана. Получаемый диоксид плутония направлялся на другие предприятия, конечная продукция которых использовалась для изготовления ядерного оружия. Оставшийся уран после очистки от радионуклидов использовался для изготовления тепловыделяющих элементов для АЭС. 20 апреля 1964 г. была пущена в эксплуатацию первая технологическая нитка, которая в ноябре достигла проектной производительности.

Принятая ацетатная технология выделения урана и плутония в сочетании с оксалатным осаждением плутония оказалась слишком громоздкой, поэтому была начата проверка сорбционной технологии аффинажа плутония, разработанной Радиевым институтом им. В.Г. Хлопина. Впоследствии новая технология была внедрена в производство.

В марте 1968 г. состоялся пуск в эксплуатацию второй технологической линии, а в июне она вышла на проектную отметку. Производительность двух технологических линий была достаточной для переработки всего объема облученных блоков от трех реакторов, поэтому было принято решение не строить третью и четвертую линии завода. Выработки для этих линий до сих пор являются резервными.



Рис. 2.1.3.6. Пульт управления на радиохимическом заводе

На Радиохимическом заводе в 1979 г. была внедрена экстракционная технологическая схема, что позволило улучшить качество товарного урана по содержанию радионуклидов в пять раз и плутония – более чем в 20 раз, существенно сократить расход химических реагентов, уменьшить объем жидких отходов и содержание в них урана и плутония, а также увеличить извлечение урана и плутония.

В настоящее время в состав Радиохимического завода входят два основных технологических цеха: цех № 1 – сооружения и оборудования, где производится радиохимическая переработка облученных ядерных материалов (облученных стандартных урановых блоков) для получения плава и диоксида плутония; цех № 2 – сооружения и установки, где производится временное хранение и подготовка к переработке жидких РАО, временное хранение, подготовка и выдача на захоронение жидких САО и НАО, переработка радиоактивных пульп, подготовка и хранение реагентов.

Хранилище безопасного хранения препаратов Государственного радиевого фонда

На площадке ГХК хранятся препараты солей радия Государственного фонда, полученные на начальном этапе производства ядерного оружия. Препараты радия, запаянные в стеклянные ампулы, находятся в металлических защитных контейнерах с уплотнением резиновой прокладкой. Длительный срок хранения (около 50 лет) повышает вероятность разрушения стеклянных упаковок и резиновых прокладок с выходом радиоактивных аэрозолей в производственные помещения.

Для исключения такой опасности необходимо провести переупаковку радия в надежные защитные контейнеры, что позволит в дальнейшем организовать безопасное обращение с ним. В рамках исполнения мероприятий ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» начаты строительные работы.

Обращение с РАО, площадки хранения и полигоны захоронения РАО

Работа производств предприятия сопровождалась образованием значительных количеств жидких и твердых РАО, жидких радиоактивных сбросов и газообразных выбросов.

Система обращения с РАО на предприятии развивалась эволюционно с учетом существовавших в те годы требований и представлений по экологической безопасности производств и, главным образом, с учетом требований по срокам развертывания и масштабам функционирования оборонных производств.

Первая очередь очистных сооружений ГХК была введена в эксплуатацию в 1958 г. В состав этих сооружений вошли станция очистки воды, спецканализация реакторного завода, открытый бассейн вместимостью 360 тыс. м³ для выдержки охлаждающей воды, поступавшей с реактора АД, и аварийный открытый бассейн вместимостью 204 тыс. м³ для приема воды в случае аварии на реакторе.

В 1963 г. введено в эксплуатацию хранилище твердых РАО. До этого такие отходы помещались в могильники, расположенные рядом с реакторами.

В 1967 г. к очистным сооружениям комбината добавилось глубокое хранилище жидких РАО («полигон Северный»), расположенное к северо-востоку от ГХК, примерно в 12 км от основных производств.

Завод РТ-2

В 1977 г. в соответствии с постановлениями ЦК КПСС и Совета Министров СССР № 417-258 от 31 августа 1976 г., № 684-200 от 16 октября 1976 г. и № 2014-343 от 6 ноября 1980 г. на площадке Изотопно-химического завода ГХК началось строительство завода РТ-2. Он предназначался для приема, временного хранения и последующей радиохимической переработки ОЯТ с АЭС, оснащенных реакторами ВВЭР-1000.

В 1985 г. была введена в эксплуатацию первая очередь завода – комплекс хранилища на 6000 т ОЯТ с рядом вспомогательных зданий и сооружений. В хранилище принимается ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 российских и зарубежных АЭС, оснащенных тепловыделяющими сборками российского производства.

К 2005 г. стала очевидной необходимость реконструкции действующего «мокрого» хранилища ОЯТ, связанной с доведением систем и конструкций здания до новых нормативных требований и выполнением ряда мероприятий, позволяющих увеличить емкость хранилища до 8600 т по диоксиду урана. В 2009 г. эти работы заканчиваются.

Строительство перерабатывающего комплекса завода началось в 1984 г. по проекту, разработанному ГИ ВНИПИЭТ. В 1990 г. оно было прекращено.

Жидкие отходы

В период активного функционирования основных производств комбината использовались хранилища различного типа.

Ежегодное поступление ЖРО от радиохимической переработки составляло свыше 45000 м³. Накопленная в емкостях активность составляет $1,5 \cdot 10^{18}$ Бк, включая 5000 м³ САО ($5,5 \cdot 10^{17}$ Бк) и около 600 м³ ВАО ($9,6 \cdot 10^{17}$ Бк). Указанные отходы после предварительной обработки поступают на захоронение в глубокое хранилище жидких РАО («полигон Северный»). По состоянию на 2007 г. было закачано 6,37 млн м³ ЖРО суммарной активностью 982 млн Ки ($3,19 \cdot 10^{19}$ Бк), которая к настоящему времени снизилась в 3–4 раза.

Для промежуточного хранения жидких радиоактивных отходов использовались емкости на Радиохимическом заводе и четыре бассейна на поверхности.

Емкости для хранения ВАО

Образующиеся ВАО и САО, направляемые на технологическую переработку, перекачивают в специальные емкости из нержавеющей стали объемом по 300 м³ каждая, расположенные в горном массиве. Емкости размещены в каньонах, облицованных нержавеющей сталью. Каньоны закрыты плитами из тяжелого бетона толщиной 1 м.

На случай нарушения герметичности емкости и облицовки каньона предусмотрена соответствующая система откачки растворов в специальные дренажные емкости. Для охлаждения растворов в емкостях используются трубчатые холодильники и системы продувки верхней части емкости.

Хранилища САО

Хранилища представляют собой комплекс из железобетонных резервуаров объемом по 3200 м³, диаметром 12 и высотой 30 м, облицованных изнутри нержавеющей сталью. Резервуары расположены в подземной части и оборудованы системой про-

дувки верхней части воздухом, а также системой охлаждения в виде устройств подачи холодной воды в зону максимального разогревания и дополнительных выносных холодильников.

Другое хранилище САО расположено на поверхности и состоит из 8 резервуаров объемом 8500 м³ каждый. Они изготовлены из монолитного железобетона. Четыре резервуара облицованы нержавеющей сталью, а четыре других – углеродистой сталью с эпоксидным покрытием. Данные резервуары предназначены для приема и временного хранения среднеактивных технологических отходов радиохимического производства перед их выдачей на подземное захоронение.

Для аварийных промстоков (воды охлаждения, отмывки оборудования, помещений и т. п.), содержащих радионуклиды и вредные химические вещества, предназначен бассейн, представляющий собой водохранилище открытого типа, сооруженное на первой надпойменной террасе р. Енисей. Изоляция отходов в пределах ложа бассейна обеспечивалась сооружением в теле дамбы противофильтрационного экрана из глинистых грунтов, наличием гидроизолирующего экрана из двух слоев асфальта толщиной 10–15 см, перекрывающего ложе бассейна и внутренние откосы, систем донного и берегового дренажей, предназначенных для перехвата и сбора возможных протечек в случае повреждения гидроизоляции. Указанный бассейн являлся промежуточной емкостью и предназначался для сбора и хранения растворов перед выдачей их на очистные сооружения.

Для приема нормативно очищенных вод с очистных сооружений предприятия в целях выдержки, отстоя и фильтрации их перед сбросом в гидросеть использовалось водохранилище открытого типа, сооруженное на первой надпойменной террасе р. Енисей. Избыточный объем сбрасывался через переливной лоток в р. Енисей.

Низкоактивные отходы перед выдачей на подземное захоронение направлялись в водохранилище открытого котлованного типа, сооруженное в практически водонепроницаемых грунтах и предназначенное для приема, усреднения состава и временного хранения регенерационных растворов и пульп с очистных сооружений, конденсатов от упаривания технологических растворов радиохимического производства.

Изоляция водохранилища обеспечивалась наличием двухслойного противофильтрационного экрана из уплотненной глины по дну и откосам до высоты 2 м, дренажной системы под дном бассейна, заложенной между слоями глин для перехвата возможных протечек через первый слой экрана с последующим сбором и возвратом в бассейн, наличием мощной толщи однородных практически водонепроницаемых суглинков, препятствующих гидравлической связи с глубокозалегающим горизонтом подземных вод. В соответствии с ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» в 2009 г. этот бассейн ликвидирован, проводится радиационный мониторинг. Состояние на поверхности ликвидированного бассейна определено как удовлетворительное.

Глубокое хранилище жидких РАО («полигон Северный») [41–43]

Глубокое хранилище жидких РАО («полигон Северный») предназначено для окончательного контролируемого захоронения радиоактивных отходов.

Обезвреживание жидких радиоактивных отходов в подземном пласте-хранилище (горизонте) происходит за счет естественного распада радионуклидов, сорбции большинства радионуклидов на вмещающих породах пласта и разбавления их подземными водами горизонта. Расчетное время выдержки отходов в хранилище I горизонта

составляет 800–1000 лет, в хранилище II горизонта – 200–300 лет, что полностью гарантирует невозможность выхода радионуклидов выше допустимых концентраций в открытую гидрографическую сеть даже без учета процессов сорбции, разбавления [42].

«Полигон Северный» в гидрогеологическом отношении можно рассматривать как малый артезианский бассейн. Он расположен в пределах эрозионно-тектонической впадины в породах докембрийского кристаллического фундамента. В центральной части впадины в вертикальном разрезе выделяются три водоносных горизонта, индексированных снизу вверх как I, II и III горизонты. Песчаные горизонты разделяются пластами глин и алевролитов мощностью 30–150 м, которые являются водоупорами.

Район расположен в сейсмически неактивной области.

Для захоронения ЖРО используются пласты-коллекторы, залегающие в центральной части «полигона» в интервале глубин 370–465 м и 180–280 м (I и II горизонты соответственно).

При обосновании безопасности захоронения РАО на «полигоне» учитывалось отсутствие других водопользователей в области возможного влияния и вблизи нее и неперспективность верхних водоносных горизонтов как источников водоснабжения.

В состав глубокого хранилища жидких РАО («полигон Северный») входят 7 нагнетательных, 4 наблюдательно-нагнетательных, 8 разгрузочных и 30 наблюдательных скважин. В составе подземного хранилища низкоактивных нетехнологических отходов имеется 6 нагнетательных, 4 разгрузочных и 46 наблюдательных скважин. Кроме этого, для контроля за возможным вертикальным перетоком из нижележащего II горизонта в III «буферный» оборудовано 7 наблюдательных скважин на III горизонт.

Начиная с 1972 г. два раза в год в этот пласт-коллектор проводилось захоронение отходов через две скважины по 1000–2000 м³ в режиме свободного налива, для чего пласты-коллекторы предварительно готовились путем нагнетания через скважины слабокислых растворов. Перед нагнетанием отходы проходили стадию подготовки, включавшую комплектование слаборастворимых соединений, стабилизацию растворов, разбавление и нейтрализацию.

В пласт-коллектор II горизонта с 1968 г. в летнее время удаляются нетехнологические низкоактивные отходы с расходом до 600 м³/сут. Разгрузка этих пластов от подземных вод не проводится.

Через наблюдательные скважины осуществляется контроль общего содержания скважинной жидкости, содержания нитрат-ионов, трития, удельной активности. Состав откачиваемых вод и их удельная активность постоянно контролируются.

Технологические солевые растворы передаются на «полигон Северный» с радиохимического производства по подземному трубопроводу из стальных труб, уложенному в герметизированных железобетонных лотках. Герметичность трубопровода контролируется регулярными контрольными замерами фона гамма- и бета-излучений по трассе трубопровода.

Глубинное захоронение жидких РАО на «полигоне» позволило изолировать от среды непосредственного обитания значительную часть образовавшихся отходов и избежать строительства потенциально опасных поверхностных хранилищ и бассейнов. Это имело большое значение для предупреждения радиационного воздействия на окружающую среду, особенно с учетом близости р. Енисей.

Опыт эксплуатации глубокого хранилища жидких РАО показал, что наиболее характерными осложнениями при работе полигонов являются нарушения герметичности поверхностного оборудования и трубопроводов: течи узлов арматуры, задвижек, соединений и т. п. Тем не менее и после консервации «полигона» необходимо будет

продолжать гидродинамические, гидрогеохимические и геофизические наблюдения в скважинах водоносных горизонтов опущенного и приподнятого блоков.

Результаты многолетних наблюдений за миграцией отходов и отдельных их компонентов в подземных хранилищах могут быть использованы для обоснования надежности и проектирования подземных хранилищ отвержденных РАО. Анализ гипотетических осложнений и аварийных ситуаций при эксплуатации «полигона» показал, что их последствия не могут носить катастрофический характер, осложнения будут развиваться сравнительно медленно, их признаки могут быть своевременно обнаружены, а развитие приостановлено. Для предупреждения возникновения наиболее вероятных осложнений предусмотрен ряд специальных мероприятий.

Исследования и контрольные наблюдения в течение 35-летнего периода глубинного захоронения ЖРО позволили получить обширный материал, свидетельствующий о безопасности эксплуатации «полигона».

По инициативе ряда общественных организаций Красноярского края ведущими специалистами была проведена независимая эколого-технологическая экспертиза [44], основные итоги которой сводились к тому, что территория «полигона Северный» не относится к потенциально опасным объектам. 40-летний период эксплуатации «полигона» полностью подтвердил положение расчетного контура отходов их фактическому распространению.

«Полигон Северный» будет выводиться из эксплуатации одним из последних среди прочих объектов оборонной деятельности ГХК. Таким образом, реальным сроком, до которого необходимо продлевать срок эксплуатации глубокого хранилища жидких РАО до вывода из эксплуатации оборонного комплекса, является 2020 г.

В целях продления срока эксплуатации и подготовки к выводу из эксплуатации «полигона Северный» необходимо провести ряд работ, которые позволят поддерживать функционирование «полигона» с учетом действующих требований по безопасности. Данные мероприятия вошли в ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

Пульпохранилища

К началу 2008 г. количество осадочной пульпы, накопленной в результате наработки диоксида плутония для военных целей в емкостях РХЗ, оценивается объемом около 6000 м³. Основной объем пульпы находится в шести емкостях-хранилищах вместимостью 3200 м³. По экспертной оценке, в накопленной пульпе содержится значительное количество плутония. Температура в зоне раздела фаз в некоторых емкостях достигает 120°С.

Емкости с отходами эксплуатируются с 1964 г. Дальнейшее хранение в них накопленных пульп становится небезопасным из-за воздействия на стенки аппаратов коррозионно-активных веществ. Начиная с 1996 г. ГХК занимается решением вопросов освобождения емкостей-хранилищ вместимостью 3200 м³ от пульп с последующей их переработкой.

В настоящее время освобождена от основной части пульпы одна емкость-хранилище (АГ-8301/3) и проводятся работы по освобождению от пульпы второй емкости (АГ-8601/3). С 1996 г. переработано примерно 1000 м³ пульпы.

Результаты, полученные в ходе освобождения емкостей АГ-8301/3 и АГ-8601/3, позволяют сделать вывод, что при существующей схеме обращения с пульпами на их извлечение и перевод в безопасное состояние потребуется не менее 20–25 лет.

ГХК провел исследования и разработал аппаратурно-технологическую схему процессов отверждения пульпы как с использованием стеклоподобной, так и цементной матриц, принципиально решены вопросы создания временного хранилища отвержденных отходов в свободных выработках РХЗ и транспортирования их от установки отверждения до хранилища.

Хранилища ЖРО

Объект 353г включает в себя восемь наземных емкостей — хранилищ вместимостью 8500 м³, предназначенных для приема и временного хранения жидких САО, поступающих на подземное захоронение с РХЗ.

В связи с изменением производственной программы четыре емкости-хранилища исключены из технологического процесса. За время эксплуатации в них накоплено в общей сложности около 650 м³ пульпы среднего уровня активности.

Отсутствие свободных объемов в хранилищах предприятия для захоронения крупно- и среднегабаритных твердых радиоактивных отходов также диктует необходимость освобождения резервуаров для последующего переоборудования их в пункт захоронения ТРО.

В связи с подготовкой к выводу из эксплуатации было проведено гидрогеологическое обследование объекта 353г. По результатам обследования сделан вывод о возможности использования емкостей в качестве хранилища ТРО среднего и высокого уровня активности.

Бассейн 354 является открытым хранилищем жидких радиоактивных отходов ГХК. Бассейн находился в эксплуатации с 1958 по 1978 г., расположен в санитарно-защитной зоне. В связи с накоплением большого количества донных отложений с 1978 г. прием в бассейн технологических растворов прекращен.

По результатам проведенных научно-исследовательских работ институтом КГПИИ «ВНИПИЭТ» (г. Железногорск) подготовлен проект вывода из эксплуатации бассейна, который предусматривает ликвидацию бассейна с переводом его в категорию могильника ТРО.

В 2008 г. после получения положительного заключения Государственной экологической экспертизы и получения лицензии Ростехнадзора бассейн был ликвидирован, а территория реабилитирована.

Бассейн 354а объемом 150 000 м³ предназначен для временного хранения, отстоя и усреднения состава низкоактивных отходов перед их подземным захоронением на «полигоне Северный». Бассейн сооружен в 1966 г. Площадка бассейна расположена в верхней части склона долины Енисея, на правом берегу, в 2,2 км от уреза реки.

Общий объем осадков в бассейне составляет около 27 000 м³ с неравномерным распределением по площади толщиной от 0,2 до 1,0 м. Общая активность осадков оценивается в $1,2 \cdot 10^{15}$ Бк.

Мощность поглощенной дозы гамма-излучения на урезе жидкой фазы содержимого бассейна составляет в среднем 1,8 мГр/ч, на расстоянии 100–200 м с внешней стороны дамбы колеблется от 7 до 15 мкГр/ч.

Бассейн 365 объемом 204 000 м³ предназначен для приема и временного хранения аварийных радиоактивных вод Реакторного и Радиохимического заводов в целях дальнейшей дозированной переработки их совместно с кондиционными промстоками на схеме ионообменной очистки цеха № 1 Изотопно-химического завода. Бассейн сооружен в 1958 г.

Бассейн образован береговой дамбой, выполненной намывным способом из карьерного песчано-галечникового грунта на правом берегу р. Енисей, в 100 м от уреза воды. Дно и откосы бассейна оборудованы противотрениционным экраном из двухслойного асфальтобетонного покрытия, уложенного на песчано-гравийный слой толщиной 0,25 м, сверху перекрытого песчано-гравийной засыпкой в 1 м. Бассейн оборудован донным и береговым дренажем, 20 пьезометрическими скважинами и 19 дренажными колодцами.

В бассейне накоплено около 3400 м³ осадков с суммарной активностью около $5 \cdot 10^{13}$ Бк.

Мощность экспозиционной дозы гамма-излучения на дамбе бассейна достигает 1,5 мГр/ч.

Бассейн 366 объемом 360 000 м³ предназначен для приема нормативно-очищенных промстоков Реакторного завода, РХЗ и ИХЗ, охлаждающих вод Реакторного завода и РХЗ, сточных вод спецпрачечной ИХЗ. Бассейн сооружен в 1958 г.

Вода из бассейна по переливному лотку и далее через рассеивающий выпуск поступает в р. Енисей. Бассейн состоит из береговой дамбы, намывтой гидромеханическим способом из карьерного песчано-гравийного грунта, водобойного железобетонного колодца со сливным лотком, распределительного ряжа с фермами из железобетона и наброской из бутового камня, водосбросного железобетонного лотка и рассеивающего выпуска. Для контроля уровня фильтрующейся воды в теле дамбы сооружено 14 скважин. За весь период наблюдений содержание химических веществ и радионуклидов в грунтовых водах более допустимых норм не зафиксировано.

За время эксплуатации в бассейне накопилось около 16,4 тыс. м³ осадков. Их суммарная активность составляет около $2 \cdot 10^{12}$ Бк. Мощность экспозиционной дозы гамма-излучения на дамбе достигает 0,9 мГр/ч.

Сроки вывода из эксплуатации указанных бассейнов определяются сроками вывода из эксплуатации реакторного и радиохимического производств.

Поступление радионуклидов в открытую гидросеть

Поступление радионуклидов в открытые водоемы в основном связано со сбросом до 1992 г. воды прямооточных реакторов в р. Енисей. Долгоживущие радионуклиды, поступающие в растворенном виде в воду реки с водами охлаждения проточных реакторов, разбавлялись и переносились с водами Енисея, а в нерастворенном виде накапливались и перемещались с донными отложениями, которые во время паводков выносились на прибрежные части крупных островов и вдоль береговой кромки реки в затапливаемых зонах и создавали очаги с повышенным гамма-фоном.

После 1992 г. сбросной лоток перекрыт. Воды охлаждения СУЗ реактора АДЭ-2 поступают в р. Енисей после бассейна выдержки.

Комплекс исследований по оценке изменения радиозоологической обстановки на р. Енисей в зоне влияния комбината, выполненный после остановки промышленных проточных ядерных реакторов АД и АДЭ-1, свидетельствует о том, что суммарный сброс радионуклидов в Енисей снизился к 2008 г. более чем в 15 раз.

Для оценки радиационной обстановки в бассейне р. Енисей в рамках исполнения мероприятий ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» выполняется комплексное радиозоологическое обследование поймы реки. На основании полученных исходных данных будет принято решение о проведении реабилитационных мероприятий.

Хранилища ТРО

Существующий на Горно-химическом комбинате полигон захоронения ТРО эксплуатируется с 1963 г. и представляет собой территорию площадью 251 000 м². Он предназначен для захоронения твердых радиоактивных отходов предприятия.

В состав полигона входят следующие сооружения:

650/1-2 – захоронение мелких и сыпучих отходов (графитовые втулки, брикеты технологических каналов, негодные детали, химическая посуда, фильтры, датчики приборов, отходы строительно-монтажных работ и пр.). Представляет собой заглубленные в грунт емкости из железобетонных плит, сверху перекрытых железобетонными плитами, объемом каждая 9,2 тыс. м³;

651/1-2 – захоронение крупногабаритных отходов. Представляет собой заглубленные в грунт емкости из железобетонных плит, сверху перекрытых железобетонными плитами. Общий объем сооружений – 9 тыс. м³;

652/1, 2, 3, 4 и 347/2-а, б, в, г – захоронение низкоактивных отходов (бытовой мусор, спецодежда, упаковочные материалы, ветошь, тара, строительные отходы и т. п.). Представляет собой земляные траншеи.

Суммарный проектный объем сооружений составляет 122 тыс. м³.

Бетонные хранилища после заполнения закрываются бетонными пробками или перекрываются железобетонными плитами. Перекрытия герметизируются битумом и асфальтируются.

По мере заполнения земляные траншеи засыпаются местным грунтом толщиной не менее 1 м с последующей подсыпкой после просадки.

В связи с невозможностью расширения существующего полигона по геоморфологическим и гидрогеологическим условиям, а также с учетом новых требований к пунктам захоронения ТРО перед комбинатом стоит острая необходимость в строительстве нового пункта захоронения ТРО.

Проектным институтом КГПИИ «ВНИПИЭТ» подготовлен проект для строительства нового пункта захоронения. Данное мероприятие нашло отражение в ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

Радиоактивное загрязнение окружающей среды

Атмосфера

Ведомственный мониторинг радиоактивного загрязнения в санитарно-защитной зоне и в зоне наблюдения комбината и данные наблюдений Росгидромета по концентрациям суммарной бета-активности в приземной атмосфере в различных пунктах наблюдений показывают, что динамика изменения концентраций техногенных радионуклидов характеризуется стабильным уровнем.

Среднегодовая концентрация суммарной бета-активности в приземной атмосфере в среднем равна $60 \cdot 10^{-5}$ Бк/м³, и она обусловлена в основном естественными радионуклидами. Из техногенных радионуклидов в аэрозолях приземного воздуха обнаруживаются ⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, ¹⁰⁶Ru, ¹³⁷Cs и ^{239, 240}Pu в следовых количествах. Их среднегодовые концентрации составляют несколько единиц микробеккерелей на метр кубический, что значительно ниже предельно допустимых по НРБ-99 для населения.

Выпадения радионуклидов на поверхность Земли

Результаты измерений радиоактивности выпадений суммы бета-активных радионуклидов показали, что среднегодовые суточные концентрации радионуклидов в ат-

мосферных выпадениях составляют 0,5–1 Бк/м² в сутки при максимальных суточных концентрациях 3,2 Бк/м² в июле (что обусловлено присутствием естественных радионуклидов).

Контроль атмосферных выпадений на 6 стационарных пунктах в 20-километровой зоне вокруг ГХК, проведенный в 2007 г. Радиоэкологическим центром ГХК, отметил превышение выпадений суммы бета-активных радионуклидов в зоне наблюдения примерно в 1,3 раза по сравнению с фоновыми контрольными точками. Из техногенных радионуклидов в выпадениях обнаруживается только ¹³⁷Cs, его выпадения в пунктах зоны наблюдения в 3–5,5 раза выше, чем в фоновых (70 км от ГХК).

Поступление ¹³⁷Cs на поверхность почвы в ближайших населенных пунктах в 2007 г. составило 5,5 Бк/м² в год, что соответствует средневзвешенной по азиатской территории России величине годовых выпадений ¹³⁷Cs. В целом радиоактивность выпадений в основном определяется радионуклидами естественного происхождения.

Гидросфера

Уровни содержания радиоактивных веществ в поверхностных водах рек, подверженных влиянию трех крупнейших радиохимических комбинатов – ПО «Маяк» (р. Теча), Сибирского химического комбината (р. Томь) и Горно-химического комбината (р. Енисей), – принципиально отличаются (табл. 2.1.3.2).

Таблица 2.1.3.2

Загрязнение речных вод техногенными радионуклидами в 1997 г. на участках гидрографической сети, подверженных влиянию крупных радиационно опасных объектов, мБк/л [7]

Источник загрязнения	Река	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs
ПО «Маяк»	Теча	30000	2000
Сибирский химкомбинат	Томь	<5	<5
ГХК	Енисей	5	6

До 1992 г. в зоне сброса ГХК наблюдалось превышение концентраций ²⁴Na и марганца ⁵⁶Mn. За пределами ближней зоны уровень загрязнения воды заметно снижается, хотя следовые количества искусственных радионуклидов обнаруживаются на значительном удалении (более 1300 км) от места сброса. Наиболее существенное снижение суммарной активности – более чем в 200 раз – происходит на первых 25 км от источника в результате рассеяния радиоактивных веществ и распада короткоживущих нуклидов.

Полученные оценки свидетельствуют о сравнительно небольших величинах содержания в речной воде долгоживущих радионуклидов в дальней зоне распространения сбросов ГХК. В частности, можно сделать вывод о весьма малом воздействии этих сбросов на радиоактивное загрязнение арктических морей.

После вывода из эксплуатации в 1992 г. двух прямоточных реакторов произошло существенное снижение радиоактивного загрязнения речной воды.

Из короткоживущих радионуклидов в зоне смешения сбросных вод с речными наблюдались ²⁴Na, ³²P, ²³⁷Np, концентрация которых не превышала 3,7 Бк/л, что намного ниже значений концентраций, наблюдавшихся до 1992 г. Содержание ¹³⁷Cs существенно превышает фоновые значения (1–3 Бк/л). Полученные данные по кон-

центрации трития в воде показали, что его содержание находится на уровне фона в поверхностных водах – 4–10 Бк/л.

В ряде населенных пунктов исследовалась питьевая вода. Техногенных радионуклидов в питьевой воде обнаружено не было. Концентрации естественных радионуклидов не выходили за рамки норм.

По данным за 2007 г., удельная активность радионуклидов в воде р. Енисей у правого берега в 0,25 км ниже выпуска ГХК не превышала 0,02 УВ^{вода}, в 10 км ниже выпуска (1 км выше первого населенного пункта по правому берегу, д. Б. Балчуг) ~0,006 УВ^{вода} для смеси сбрасываемых радионуклидов, основной вклад в которую вносит ³²P.

При этом мощность дозы гамма-излучения от водной поверхности находилась практически на уровне фона.

Следует отметить, что после 1992 г. концентрация радионуклидов в воде р. Енисей была на 3–5 порядков ниже допустимых уровней для населения, а для долгоживущих радионуклидов она была ниже на 4–5 порядков.

Донные отложения

Исследования радиоактивного загрязнения речного дна в период до 1992 г. показали, что зона влияния ГХК составляет около 2000 км.

Наиболее высокие уровни радиоактивного загрязнения речного дна наблюдались вблизи источника сброса на расстоянии 10–15 км. При этом более половины данной суммы обуславливалось двумя радионуклидами – ⁵¹Cr и ⁶⁵Zn. На расстоянии 250 км от источника сброса в донных отложениях наблюдались практически те же радионуклиды, что и в ближней зоне, однако суммарная плотность загрязнения снижалась на порядок.

К настоящему времени в донных отложениях практически распались среднеживущие радионуклиды с периодами полураспада до 1 года и сохранились долгоживущие.

По результатам исследования 2007 г. максимальное содержание суммы техногенных радионуклидов в донных отложениях находится у правого берега – на участке реки до 28 км ниже от места сточных вод ГХК (до впадения р. Кан) и составляет ~4,5 кБк/кг. На расстоянии 100–300 км от места бывшего выпуска содержание суммы радионуклидов в донных отложениях достигает значений, равных приблизительно 0,3 кБк/кг. На более дальних участках (1000 км) происходит линейное снижение в 100 раз.

2.2. Добыча урана и радия

Новая отрасль науки, а затем и промышленности потребовала новых материалов, а значит, быстрого развертывания добычи радия, урана, многих редкоземельных элементов. Работы проводились на территории всего СССР. Их результат – многочисленные объекты ядерного наследия, по многим из которых до настоящего времени нет окончательных решений. В рамках настоящего раздела будут рассмотрены лишь некоторые из них.

2.2.1. Добыча и производство радия

В 1922 г. был создан Государственный радиевый институт – РИАН. Уже 1 марта 1923 г. Советом труда и обороны СССР радий был признан государственным валютным фондом. Радиевая руда и сам радий передавались в Высший совет народного

хозяйства, а общее научное руководство его добычей и учетом, а также хранением радия возлагалось на РИАН.

В 1926 г. Северной экспедицией АН СССР в межпластовых водах нефтяного месторождения на р. Ухте (бассейн р. Печоры) было обнаружено наличие солей радия в концентрации $7 \cdot 10^{-9}$ г радия на литр воды (260 Бк/кг), что считалось достаточным для его промышленной добычи.

С 1931 г. началась промышленная эксплуатация месторождения. В 1953–1956 гг. предприятие работало в системе Министерства среднего машиностроения СССР – завод № 226, затем п/я 3179.

В качестве сырья до 1947 г. использовалась вода со средним содержанием радия $3 \cdot 10^{-9}$ г/л. Технология извлечения радия заключалась в процессах его осаждения на гипсе со сбросом отработанной воды, содержащей $3–5 \cdot 10^{-11}$ г радия на литр на местность или в ближайший водоем. Затем выделение радия и получение конечного продукта проводили на заводе по переработке радиевого концентрата, расположенном в жилом поселке (ныне п. Водный).

Путем выщелачивания из спека горячей водой в подвесной центрифуге выделялись кристаллы $Ba(Ra)Cl_2$, а спеки, в которых оставалось примерно 1 мг радия на тонну руды, отправлялись в хвостохранилище, получившее позже название «черные отвалы». Путем сложной многоступенчатой процедуры дробной кристаллизации осуществляли разделение бария и радия; полученные кристаллы, содержащие не менее 90% бромида радия, прокачивали в муфельных печах и запаивали в стеклянные ампулы.

После 1947 г., когда месторождение радиоактивных вод истощилось, ^{226}Ra начали извлекать из отходов урановой промышленности, завозимых из других регионов страны.

С передачей предприятия в 1953 г. в Министерство среднего машиностроения СССР оно полностью перешло на новый вид радийсодержащего сырья. Технология выделения радия из урановых отходов стала иной. Отходы этого производства также отправлялись в хвостохранилище, которое получило наименование «красные отвалы».

При добыче сырья и его обогащении уже на начальном этапе работ возникали экологические проблемы: с одной стороны – выбросы и сбросы химических загрязнителей, с другой – радиоактивное загрязнение окружающей среды. Однако полное понимание этих экологических проблем появилось позже, а их активное разрешение до настоящего времени не нашло достойной реализации.

В 1956 г. предприятие было закрыто. Приказом министра электротехнической промышленности СССР от 19 февраля 1957 г. № 72 в г. Ухте на базе передаваемых министерству зданий и сооружений производства по добыче радия создан завод по производству стеатитовых изделий и стеклянных изоляторов «Комиэлектростеатит» (КЭС). Был составлен и 22 августа 1957 г. утвержден график работ по окончательной дезактивации. Согласно графику дезактивация хвостохранилища была запланирована на май 1958 г., но, к сожалению, не была завершена. Результатом проведенных работ стало создание хвостохранилища, на котором было захоронено оборудование радиевых заводов и радиоактивно загрязненный грунт с территории.

Последовавшая позже череда реорганизаций привела к тому, что в 1993 г. при акционировании находившегося в непосредственном подчинении Министерства электронной промышленности СССР Ухтинского завода «Прогресс» [45] хвостохранилище не было поставлено на баланс образованного ОАО «Ухтинский завод «Прогресс». В результате все имущество, исключенное из уставного капитала при акционировании, осталось в федеральной собственности.

Однако в реестр федерального имущества, размещенного на территории республики, ни хвостохранилище, обозначенное как объект, ни земельный участок под ним не включены. Таким образом, в настоящее время сложилась ситуация, в которой хвостохранилище – этот своеобразный объект ядерного наследия – не только не имеет законного хозяина, но и не существует юридически.

Проведенные недостаточно полно дезактивационные работы привели к остаточному радиоактивному загрязнению территории и жилого фонда. В частности, встречаются локальные пятна с максимальными уровнями мощности дозы 10 мкГр/ч.

В 1957 г. специалисты Коми-филиала АН СССР были привлечены к работам по оценке радиоактивного загрязнения в районе бывшего радиевого производства. В 1959 г. была создана лаборатория радиобиологии (функционирует в настоящее время как отдел радиоэкологии Института биологии Коми НЦ УрО РАН), перед которой была поставлена задача комплексного изучения последствий радиоактивного загрязнения, которое ведется вплоть до настоящего времени.

2.2.2. Организация уранодобывающей промышленности

30 июля 1940 г. при Президиуме АН СССР создана Комиссия по проблеме урана и организации работ под председательством академика В.Г. Хлопина. На этом же заседании в целях создания Государственного фонда урана была создана бригада АН СССР под руководством академика А.Е. Ферсмана, которая должна была изучить главные месторождения урана в Средней Азии.

В конце 1942 г. Правительство СССР принимает решение о возобновлении прерванных войной исследований, и появляется утвержденное И.В. Сталиным 28 сентября 1942 г. распоряжение ГКО № 2352сс «Об организации работ по урану». А следующее постановление ГКО № 2542сс «О добыче урана» обязало Наркомцвет в кратчайшие сроки (до 1 мая 1943 г.) организовать добычу и переработку урановых руд и получение урановых солей в количестве 4 т в год на Табошарском заводе «В» Главредмета. При Совнаркоме была создана урановая комиссия, что повлекло за собой комплексное руководство всеми сторонами урановой проблемы.

В мае 1943 г. выпуск урановых солей на Табошарском заводе составил 220 кг при требуемых 100 т. 8 декабря 1944 г. ГКО принял решение о создании в Средней Азии крупного уранодобывающего предприятия на базе месторождений Таджикистана, Киргизии и Узбекистана и передаче руководства этими работами из Наркомцветмета в НКВД. Постановлением ГКО от 15 мая 1945 г. в системе НКВД для добычи урана был организован комбинат № 6. 1 октября 1945 г. комбинат № 6 и НИИ-9 переданы из НКВД в Первое главное управление.

Первая сырьевая урановая база страны – Комбинат № 6 – была создана из 7 рудников и 5 заводов [12], в том числе: завод «В», в составе которого был гидрометаллургический цех (завод № 4); Табошарский рудник – предприятие № 11; Арасманский рудник – предприятие № 12; Майлисуйский рудник – предприятие № 13; Уйгурский рудник – предприятие № 14; Тюн-Муюнский рудник – предприятие № 15.

В 10 км от Ленинабада начал строиться поселок Чкаловск для работников основного гидрометаллургического завода комбината, на котором планировалась переработка урановых руд со всех месторождений. А опытный гидрометаллургический цех в Табошарах (40 км от Чкаловска), который к началу 1945 г. был единственным действующим горнопромышленным предприятием, реконструирован и стал Опытным

заводом № 3 (с 1948 г. — Завод № 6). На этом заводе также шла переработка урановой руды с различных среднеазиатских месторождений.

В 1945 г. Комбинат № 6 добыл 18 тыс. т урановой руды и выдал около 7 т урана. В 1946 г. был получен 40%-й концентрат солей урана в количестве 20 т. И все же к концу 1946 г. отечественного урана было недостаточно даже для 50% загрузки строившегося в Лаборатории № 2 опытного реактора Ф-1.

В конце 1945 г. из Германии на Завод № 12 в г. Электростали было доставлено чуть больше 100 т окиси урана (U_3O_8), где из нее получили урановые брикеты и урановые блоки для загрузки реактора Ф-1 [46].

В начале 1946 г. был составлен проект разведочно-эксплуатационной штольни и опытного завода в районе Сака-Силлямяэ (г. Силлямяэ, Эстония) по дроблению, измельчению и обжигу около 100 т сланца в сутки и проведению полупромышленных испытаний технологии извлечения урана из сланцев. Вслед за этим начал создаваться Комбинат № 7.

Одновременно активно развивалась урановая геология. Кроме месторождений в Средней Азии в 1946–1947 гг. были открыты железорудные месторождения, содержащие уран, на Украине (Первомайское и Желтореченское), на базе которых в 1951 г. был создан Комбинат № 9.

На Северном Кавказе открытые месторождения Бештау и горы Бык стали основой организации Лермонтовского рудоуправления, которое уже в 1946 г. добыло 13,5 тыс. т руды и выделило 13,4 т урана.

К концу 1948 г. Комбинат № 6 был крупнейшим предприятием ПГУ, на нем работало свыше 15 тыс. человек.

Постановлением правительства от 27 декабря 1949 г. из состава ПГУ было выделено Второе главное управление при Совете Министров СССР. В его состав были переданы комбинаты № 6 и 7, Рудоуправление № 8 (Киргизия), заводы № 48 (Москва) и № 906 (Днепропетровск), Северное и Ермаковское рудоуправления. В функции этого управления входило решение всех проблем, связанных с организацией добычи урана из руд до получения окиси-закиси урана (U_3O_8).

В 1960-е гг. в СССР были построены:

– **Восточный горно-обогатительный комбинат** в Кировоградском рудном районе на Украине;

– **Лермонтовское рудоуправление** в Ергининском районе, рядом с г. Пятигорском;

– **Прикаспийский ГХК** в Мангышлакском рудном районе Казахстана;

– **Навоийский ГХК** в Кызыл-Кумском горном районе Узбекистана;

– **Целинный ГХК** в Северо-Казахстанском рудном районе;

– **Южнополиметалл** в Южно-Казахстанском рудном районе Киргизии;

– **Мальшевское рудоуправление** в Зауральском районе;

– **Приаргунский ГХК** в Стрельцовском рудном районе Забайкалья.

Добыча урана непрерывно увеличивается, и, как отмечается в зарубежных источниках, в 1970 г. в СССР производили 17 500 т урана, в том числе 1800 т для мирных целей. А мировое производство урана в 1975 г. (без СССР) составляло 25 тыс. т. По оценке фирмы Nukem (ФРГ), в СССР на складах к 1991 г. находилось около 200 тыс. т урана, а во всех странах рыночной экономики — примерно 150 тыс. т.

До настоящего времени идет наращивание добычи урана. Согласно Красной книге по урану, выпущенной Организацией экономического сотрудничества и развития (ОЭСР), в 2005 г. было добыто 41 250 т урана. Объемы добычи урана по странам показаны в табл. 2.2.1.

Таблица 2.2.1

Добыча урана в странах мира в 2005 г., в т

Канада	Австралия	Казахстан	Россия	США	Украина	Китай
11410	9044	4020	3570	1249	920	920

Технология первичной обработки урановой руды и выделения окиси-закиси урана на гидрометаллургических заводах практически сводилась к дроблению и радиометрической сортировке, сорбционному извлечению урана из пульпы с последующей экстракционной очисткой урановых растворов [12, 47].

В совокупности на первых этапах обогащения и переработки урановых руд в хвосты уходила практически вся поступающая на переработку руда (98–99%) и значительная часть жидких отходов, что сопровождалось отчуждением прилегающих территорий для отвалов, хвостохранилищ и локально загрязненных участков, чему на начальной стадии практически не уделялось внимания.

В настоящее время с целью совершенствования минерально-сырьевой базы урана реализуется целевая ведомственная программа «Уран России», предусматривающая развитие производственно-технологической и освоение минерально-сырьевой базы ОАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение», увеличение объема добычи на ЗАО «Далур» и ОАО «Хиагда», освоение резервных месторождений Эльконского уранового рудного района (Якутия) и Восточного Забайкалья. Все работы в части разведки месторождений и организации добычи проходят в соответствии с новыми требованиями по экологической безопасности, включая государственную экологическую экспертизу и общественные слушания.

Ниже рассмотрим положение дел на российских рудниках и заводах по первичному обогащению и переработке урана, а также на некоторых объектах СНГ.

2.2.3. Государственный гидрометаллургический завод «Алмаз»

В 1949 г. Совет Министров СССР принял решение о разработке урановых месторождений около горы Бештау. В конце того же года неподалеку от железнодорожной станции Лермонтовский разъезд вырос поселок № 1, где жили в основном шахтеры и члены их семей.

Горнодобывающее предприятие «Рудник № 1» было создано в августе 1950 г. В его состав входили западный и восточный рудники. В 1952 г. произошло объединение двух рудников в Лермонтовский рудник № 1. Первая очередь рудника была введена в эксплуатацию в начале 1953 г., вторая – в 1954 г. В 1953 г. была поднята на-гора первая руда и закончено строительство одного из основных предприятий – гидрометаллургического завода, а в следующем году пущено в работу все Горно-химическое рудоуправление. В 1975 г. добыча руды прекращена, а рудник ликвидирован, за исключением штолен № 16 и № 32.

В середине 1950-х гг. на горе Бык было введено в строй горнодобывающее предприятие «Рудник № 2», на котором добыча урана велась до 1990 г. В процессе разработки месторождения штольной № 9 были вскрыты природные источники подземных вод, сброс которых осуществлялся на рельеф.

9 февраля 1952 г. распоряжением Совета Министров СССР в пользование Горно-химическому рудоуправлению Минсредмаша было выделено 2903 га земли под строительство города, которому было присвоено имя Лермонтова.

В целом площадь Лермонтовского объекта (предприятие «Алмаз») составляет 19,5 км². На этой территории расположен город Лермонтов и сельские населенные пункты с общим числом жителей около 50 тыс. чел.

В перечень основных объектов предприятия «Алмаз» входили:

– Рудник № 1 (г. Бештау) с 27 отвалами горных пород. Общая площадь отвалов составляет 29,1 га, общий объем пород – 2,12 млн м³ с общей массой 4,4·10⁹ кг и со средней удельной активностью 1,3·10³ Бк/кг;

– Рудник № 2 (г. Бык) с 13 отвалами выщелочных пород. Общая площадь отвалов составляет 33,4 га, общий объем пород – 1,49 млн м³;

– Гидрометаллургический завод по первичной переработке урановой руды. После прекращения добычи урана на нем до настоящего времени производятся удобрения и кормовые добавки из Кольских апатитов;

– Электромеханический завод, на котором сегодня производится насосное оборудование. На территории отмечены локальные загрязненные места, возникшие в результате поступления загрязненной воды из штольни № 32 Бештау;

– Хвостохранилище отходов уранового производства (при металлургическом заводе) площадью 1,3 км² и общим объемом пород 12 млн м³ (уран содержится только в 10,6 млн м³). Суммарная активность – 1,69·10¹⁵ Бк.

В 1991 г. все работы по добыче и переработке урановых руд прекращены.

В настоящее время государственное предприятие «Алмаз» реструктуризировано и на его базе созданы самостоятельные компании – ФГУП «Гидрометаллургический завод» и ОАО «Электромеханический завод».

Современное состояние окружающей природной среды на территории бывшего Рудника № 1 определяется наличием отвалов пустой породы, полуразрушенных и неиспользованных зданий и сооружений, сбросом на рельеф шахтных вод [48–50].

Отвалы породы в настоящее время находятся в стабильном состоянии, заросли травой, кустарником и древесной растительностью. Практически на всех отвалах имеются участки с мощностью поглощенной дозы до 0,6 мкГр/ч. Средние значения альфа-активности в приповерхностном слое до глубины 0,25 м составляли, по данным ГП «Кольцовгеология», в 2000 г. 3–6 кБк/кг, а в более заглубленных слоях (до 1 м) доходили до 18 кБк/кг.

До разработки уранового месторождения Бештау природные воды (как поверхностные, так и подземные) обладали высокими концентрациями естественных радионуклидов. Водотоки в балках Монастырская и Гремучая содержали уран в количестве до 300 и 680 мкг/л соответственно. При разработке месторождения дренажные воды со всех горизонтов было решено направить на нижний горизонт 720 м с тем, чтобы они поступали на очистные сооружения, находившиеся у штольни № 16. Подземная добыча урана привела к понижению уровня подземных вод и осушению значительных массивов горы. После закрытия рудника началось восстановление уровня подземных вод. При этом продолжалось истечение вод на отметке 720 м через устье штолен № 16 (от 25 до 50 м³/ч) в южной части массива и № 32 – в западной. Концентрация урана по замерам 2000 г. была близка к естественной и составляла 650 мкг/л.

После отстойников содержание естественных радионуклидов понижается примерно в 2 раза, а в пробах воды из р. Подкумок на участке контрольного створа их содержание примерно на порядок ниже, чем в устье штольни № 16. В штольне № 16 на расстоянии около 1950 м от устья имеется скважина № 113 с самоизливающейся радоновой водой. От скважины к устью штольни проложен водовод диаметром 100 мм, по которому радоновая вода доставлялась к радонолечебнице в г. Пятигорске.

Шахтные воды штольни № 32 имеют расход около 30 м³/ч. Воды направляются в накопительные пруды (каскад из двух прудов общим объемом 2600 м³). Содержание урана и сопутствующих радионуклидов у устья примерно вдвое ниже, чем на штольне № 16.

Радиационное состояние поверхности на ликвидированном Руднике № 2 в целом удовлетворительное, тем не менее отдельные участки могут вызывать беспокойство. Гамма-съемка у штолен Рудника № 2 в 2000 г. показала колебания фона в пределах 0,16–0,26 мкГр/ч. Лишь в отдельных незначительных по площади точках поверхности отмечен радиационный фон в 0,6 мкГр/ч и чуть более. Площади отвалов Рудника № 2 с превышением МЭД над естественным радиационным фоном на 0,2 мкГр/ч составляют около 5,5% от общей площади рудника.

Суммарный дебит вод на протяжении многих лет колеблется от 5 до 15–30 м³/ч в зависимости от интенсивности выпадения атмосферных осадков. Вода из штольни № 9 стекает по безымянной балке в Малиновый Лог, который впадает в ручей Кучук, а из него в реку Куме. Содержание урана и сопутствующих радионуклидов у устья несколько превышают уровни вмешательства, определенные в НРБ-99. При этом содержание сульфатов в воде превышает ПДК в 7 раз, а содержание фтора составляет 19,5 мг/л.

Наиболее проблемным объектом предприятия «Алмаз» является хвостохранилище отходов уранового производства. Хвостохранилище гидрометаллургического завода «Алмаз» сооружено в 1957 г. и занимает площадь 162 га. Радиоактивные отходы переработки урановых руд, сбрасывавшихся в хвостохранилище, представляли собой пульпы, содержащие жидкую и твердую фазы. За время эксплуатации с 1957 по 1993 г. в хвостохранилище накоплено 12031 тыс. м³ твердых низкоактивных РАО.

Площадка хвостохранилища ГМЗ «Алмаз» расположена в 3 км к западу от г. Лермонтова. Хвостохранилище размещается в верховьях балки, простирающейся в северо-западном направлении длиной 5 км и впадающей в р. Горькую. Большую часть года поверхностный сток отсутствует и может наблюдаться только во время ливневых дождей и интенсивного снеготаяния. В настоящее время часть поверхностного стока аккумулируется хвостохранилищем. Ниже хвостохранилища происходит выклинивание хвостовых вод. Основная часть профильтровавшихся вод перехватывается дренажной завесой и возвращается в оборот. Практический опыт длительной эксплуатации дамб и карт хвостохранилища свидетельствует об устойчивом состоянии гидротехнических сооружений и грунтов его основания.

Хвостохранилище ГМЗ «Алмаз» состоит из семи карт: №№ 1, 1-А, 4, 5, 5-А, 5-Б, 6. На 2003 г. работала основная карта, образованная дамбой № 4, и карта № 6 как пруд-накопитель-испаритель, а остальные карты не работали. Идет заполнение карты хвостами, представленными фосфогипсом от переработки апатитовых руд. Так, карта № 5 полностью отработана и покрыта инертным слоем фосфогипса толщиной в среднем около 1 м. В последующем предполагается покрытие карт плодородным почвенным слоем.

В целом на всей территории хвостохранилища отмечается несколько повышенная мощность экспозиционной дозы (0,4–1,2 мкГр/ч), а в отдельных небольших по площади очагах МЭД достигает 4–15 мкГр/ч. Полученные при проведении госэкспертизы данные по содержанию радионуклидов в подземных водах вокруг хвостохранилища и в прудке карты № 4 в 2000–2003 гг. показали уровни ниже уровней вмешательства по трансурановым элементам. Тем не менее наблюдения за состоянием подземных вод обоснованно продолжаются.

2.2.4. ОАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение»

Первое урановое месторождение в пределах Стрельцовского рудного поля было открыто в 1963 г. геологами партии № 324 сосновской экспедиции в верховьях пади Малый Тулукуй Читинской области. В 1964 г. началось строительство временной базы геологов – поселка Октябрьского. В феврале 1968 г. Совет Министров СССР принял постановление о строительстве на его базе Приаргунского горно-химического комбината. Промышленная добыча ведется с 1972 г. Геологоразведочными работами в пределах рудного поля было открыто 19 урановых и молибдено-урановых месторождений, в т. ч. 13 имеют промышленное значение.

Строительство гидрометаллургического завода было начато в 1971 г., в апреле 1976 г. введена в эксплуатацию первая очередь по переработке урановых руд производительностью 1700 тыс. т в год (крупнейшая в мире).

В 1975–1981 гг. добыча урана производилась в основном из карьера «Красный камень». После его отработки карьер был списан в 1981 г. и выведен из основных средств ПГХК. В период приватизации ПГХК карьер остался в федеральной собственности.

В 1987 г. ПГХК давал 30% всего урана, добываемого в СССР. Однако затем объемы добычи упали. Урановое горнорудное управление объединило в своем составе все рудники, занимающиеся добычей урановых руд. После 2000 г. вновь начался рост производства.

В 2003 г. Правительство Российской Федерации приняло решение о внесении в уставный капитал ОАО «ТВЭЛ» пакета акций ОАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение» (ППГХО), закрепленных в федеральной собственности, и предприятие вошло в состав корпорации «ТВЭЛ». По состоянию на 30 июня 2006 г. ОАО «ТВЭЛ» принадлежало 80,12% акций предприятия.

Сегодня ОАО «ППГХО» является крупнейшим в России и одним из крупнейших уранодобывающих предприятий в мире (более 90% российской и 8% мировой добычи). Добыча урана ведется шахтным способом на 15 урановых и молибдено-урановых месторождениях Стрельцовского рудного поля (на балансе предприятия по состоянию на 1 октября 2006 г. находились разведанные запасы урана в объеме 170 тыс. т). Годовое производство урана в последние пять лет составляет около 3000 т в год. Общая численность работников – 12,5 тыс. чел.

В настоящее время ППГХО ведет модернизацию оборудования и доразведку флангов месторождения в пределах действующих рудников. В ближайших планах предприятия – модернизация действующих горнодобывающих мощностей, строительство нового рудника на базе Аргунского месторождения, нового сернокислотного завода. Реализация этих мероприятий позволит обеспечить рентабельное производство в течение следующих 30 лет.

Помимо добычи урана ППГХО добывает уголь, производит серную кислоту, марганцевую руду, известняк и известь, выпускает литье, запчасти и другие виды продукции. В 2006 г. объединение выиграло конкурс на разработку урановых месторождений Аргунское и Жерловое.

На этапе геологоразведочных работ по Стрельцовскому рудному полю геологами для сброса шахтных вод была использована падь Бамбакай. В период передачи и реконструкции шахт только начиналось строительство установки очистки шахтных вод на гидрометаллургическом заводе. В 1973–1989 гг. горнодобывающее предприятие сбрасывало шахтные воды по схеме, используемой геологоразведчиками, т. е. через водораздельную часть Аргунского хребта в падь Бамбакай, находящуюся в 4–5 км юго-восточнее

работающих шахт. В месте окончания трубопровода под действием потока сформировалась крупная промоина длиной около 150 м, шириной до 15 м и глубиной до 6 м. Ниже промоины, в месте слияния основной и второстепенной падей, в результате многолетнего сброса шахтных вод и выносимого грунта образовалось техногенное болото длиной около 1,5 км и шириной примерно в 300 м, заросшее растительностью. Общая площадь загрязненного участка, по оценкам специалистов ППГХО, составляет 41,8 га. Загрязненность полигона обусловлена ураном, молибденом и марганцем.

В 1984 г. предприятием п/я Г-4938 (г. Желтые Воды) был разработан проект рекультивации пади Бамбакай.

Другим наследием добычи урана является карьер «Красный камень», объем которого после завершения работ составил 4,73 млн м³. Этот карьер предполагается в настоящее время рекультивировать методом складирования золошлаковых отходов местной ТЭЦ, тем более что существующая чаша верхнего золоотвала ТЭЦ в 2006 г. была заполнена.

На гидromеталлургическом заводе имеется два хранилища радиоактивных отходов «Среднее» и «Верхнее». Хранилище «Среднее» сдано в эксплуатацию в июне 1989 г. и было наполнено отходами в 1996 г. (оно содержит 5,4 млн т отходов). Хранилище «Верхнее» по состоянию на 1 января 2006 г. имело остаточный объем в 5,4 млн т. Срок службы этого хранилища предположительно закончится в 2009–2010 гг.

Имеющаяся негерметичность противодиффузионного экрана обоих хранилищ вызывает утечки радиоактивных отстойных вод в грунт. Загрязненные воды, соединяясь с грунтовыми водами, распространяются под ложе нижерасположенного по створу пади Широудукай огаркохранилища сернокислотного завода.

В результате многократных разрывов пульпопровода в санитарно-защитной зоне предприятия образовалась загрязненная на площади около 3 га территория с общим объемом радиоактивной пульпы 22,15 тыс. т.

2.2.5. Новотроицкое рудоуправление

Новотроицкое рудоуправление расположено в районе г. Бал Читинской области, недалеко от р. Унды. Ближайшие населенные пункты – города Нерчинск, Сретенск, Шилка. С 1950 по 1964 г. предприятие осуществляло добычу и обогащение ториевых руд рассыпных месторождений. Добыча руд шла из небольших открытых карьеров, расположенных на прилегающей территории в радиусе до 10 км от обогатительной фабрики.

В 1964 г. эксплуатация карьеров была прекращена, однако в результате отработки монацитовых россыпей Новотроицкого месторождения и детальной разведки Оловского месторождения урана на поверхности накоплены значительные объемы хвостов обогатительной фабрики и пород от проходки разведочных подземных горных выработок. Часть песка, содержащего отходы, использовалась как строительный материал. Кроме того, отмечается загрязнение почв, подземных и поверхностных вод радиоактивными веществами. Максимальные дозы гамма-излучения отмечаются у стволов шахт (3,5–5 мкГр/ч), а на отдельных участках хвостохранилища достигают 10–12 мкГр/ч.

2.2.6. Рекультивация территорий бывших уранодобывающих производств

Интенсивная разработка урановых месторождений на территории пяти республик бывшего СССР (Казахстан, Кыргызстан, Российская Федерация, Таджикистан и Уз-

бекистан) была начата в конце 40-х – начале 50-х годов XX века. За время деятельности предприятий урановой промышленности на территории этих государств накопилось значительное количество отходов, содержащих повышенные концентрации естественных радионуклидов уран-ториевого ряда, обращение с которыми, включая вопросы безопасного длительного хранения или захоронения, а также рекультивации мест размещения отходов, является сложной и ресурсоемкой задачей. Площадь радиационно загрязненных земель на территории бывших урановых производств составляет около 80 км², ориентировочная площадь воздействия за счет выноса радионуклидов в окружающую среду – более 200 км² (табл. 2.2.6.1).

Таблица 2.2.6.1

Площадь нарушенных земель по странам

Страна	Площадь радиационно загрязненных земель, км ²
Казахстан	51,7
Россия	16,0
Кыргызстан	6,5
Таджикистан	3,0

В 2008 г. Комиссия постоянных представителей ЕврАзЭС одобрила концепцию межгосударственной целевой программы «Рекультивация территорий государств-членов ЕврАзЭС, подвергшихся воздействию уранодобывающих производств». Заказчиком-координатором программы выступил Росатом. В соответствии с концепцией предусмотрено приоритетное выполнение работ на наиболее опасных объектах Киргизской Республики (хвостохранилища в поселках Мин-Куш и Каджи-Сай) и Республики Таджикистан (промплощадка вблизи города Табошара).

Хвостохранилище «Туюк-Су» в поселке Мин-Куш находится на высоте 1978,9 м среди горной местности в бассейне реки Мин-Куш.

В районе хвостохранилища возникла угроза схода оползня с образованием подпружного озера, которое по мере заполнения будет угрожать устойчивости хвостохранилища и приведет к его размыву и выносу хвостового материала в реку Кекемерен.

Хвостохранилище «Туюк-Су» расположено в русле одноименной реки. Общий объем намывных хвостов – 450 тыс. м³, площадь – 3,2 га. По результатам радиометрической съемки мощность экспозиционной дозы на поверхности хвостохранилища – 25-35 мкР/ч, локально – 150 мкР/ч, суммарная активность в захороненном хвостовом материале – 1555 Ки. Для пропуска реки построен железобетонный обводной канал.

Ситуация, сложившаяся в районе хвостохранилища «Туюк-Су», по сравнению с другими объектами является наиболее опасной. На правом борту долины реки Туюк-Су, приблизительно в 300 м ниже хвостохранилища, находится оползень. По данным наблюдений за оползнем специалистов МЧС Республики Кыргызстан, его ориентировочный объем 1,2–1,3 млн куб. м. Оползень образовался в 2004 г., и за этот период (до настоящего времени) его смещение составило 4,7 м по горизонтали. На момент обследования оползень находится в стадии активизации.

В настоящее время часть железобетонных конструкций обводного канала разрушена, произошла неравномерная осадка поверхности хвостохранилища и образовались локальные замкнутые повреждения, не обеспечивающие сток поверхностных вод, защитное покрытие местами нарушено раскопками, ограждения и запрещающие знаки разрушены. Хвостохранилище расположено в зоне, подверженной селям.

В МЧС Республики Кыргызстан разработан план первоочередных мероприятий по ликвидации последствий схода оползня, но в дополнение к этому необходима срочная детальная проработка технических решений по обеспечению безопасности и целостности хвостохранилища «Туюк-Су».

Хвостохранилище на месторождении «Джильское» в районе поселка Каджи-Сай эксплуатировалось в период с 1952 по 1966 г. Объем накопленных материалов составил около 150 тыс. м³, площадь хвостохранилища – 1,1 га. Здесь же захоранивались загрязненные грунты, снятые в ходе дезактивации территории закрывающегося предприятия, а также демонтированное радиоактивное оборудование рудника. В дальнейшем на поверхности хвостохранилища был размещен золоотвал (отходы сжигания энергетических углей).

Сейсмичность данного района составляет 9 баллов. Общая активность захороненных отходов оценивается в 520 Ки.

Полномасштабные работы по захоронению хвостохранилища и рекультивации загрязненных территорий ранее не проводились. В 60-х гг. поверхность объекта была закрыта слоем инертного грунта. В последующие годы силами МЧС Киргизии предпринимались усилия по защите объекта от водной и ветровой эрозии и поддержанию хвостохранилища в безопасном состоянии.

По результатам съемочных работ, выполненных силами МЭ и ЧС КР и ФГУП «ВНИПИпромтехнологии» в 2000–2001 гг. установлено, что контуры хвостохранилища вписываются в изолинии МЭД 25–35 мкР/ч (средний гамма-фон – 22–23 мкР/ч). выделены несколько локальных участков загрязнений с мощностью дозы до 1500 мкР/ч, образовавшихся в основном в результате раскопок территории местным населением.

В настоящее время поверхностными водами размываются прилегающие к хвостохранилищу склоны рельефа, основание золоотвала, защитное покрытие поверхности хвостохранилища и отвалы горных пород. Системы отвода поверхностных вод хвостохранилищ частично разрушена, а имеющиеся, ввиду изменений условий отвода воды из-за вновь построенных зданий и сооружений, не обеспечивают нормальный отвод поверхностной воды. Ограждения хвостохранилища разрушены, сеть мониторинга подземных вод отсутствует.

На территории промплощадки близ г. Табошара сосредоточены отвалы горных пород, содержащие сверхнормативные количества радионуклидов, а на хвостохранилищах находятся радиоактивные отходы первичного гидрометаллургического передела урановых руд.

На территории площадки размещены 4 карты хвостохранилища, хвостохранилище цеха №3, хранилище бедных руд, карьер и отвалы пустой породы.

В 1973–1975 гг. 4 карты были законсервированы – поверхность и откосы карт засыпаны слоем грунта мощностью до 1 м.

Особую опасность представляют нерекультивированные терриконообразные отвалы хвостохранилища цеха №3 и кучного выщелачивания высотой до 70 м и площадью \cong 3 га. Объем накопленного материала 690 тыс. м³.

Поверхность и склоны хвостохранилища не защищены от ветровой и водной эрозии, вследствие чего происходит механическая миграция загрязненного мелкодисперсного хвостового материала.

Кроме того, через территорию хвостохранилищ несанкционированно проложены грунтовые дороги, пасется скот, а к северо-западной части хвостохранилища IV очереди непосредственно примыкает частная жилая застройка.

На промплощадке Табошар имеются полуразрушенные здания и сооружения основного и вспомогательного производства. В непосредственной близости от хвостохранилища располагался цех кучного выщелачивания, от которого в настоящее время остались полуразрушенные ж/б конструкции.

По данным последнего обследования (апрель 2007г.), максимальное значение мощности гамма-излучения на территории близ отвала составляет 1,81 мкЗв/ч (природный фон – 0,2–0,3 мкЗв/ч). На самих хвостовых отвалах МЭД достигает значений порядка 3,25 мкЗв/ч. Ранее выполненные исследования (2001г., служба ООС ГП «Востокредмет») фиксировали на отвале значения МЭД гамма-фона до 10 мкЗв/ч.

В жилой зоне города Табошара в ходе гамма-съемки ГП «Востокредмет» в 2001г. были выявлены радиационные аномалии, имеющие урановую природу, участки с уровнем гамма-фона до 1,44 мкЗв/ч при средних значениях 0,48 мкЗв/ч. Очевидно, что в основном выявленные аномалии обусловлены использованием при строительстве, отсыпке и планировке улиц города отвального (частично рудного) материала.

Таким образом, в настоящее время на базе наиболее загрязненных объектов Кыргызстана и Таджикистана проводится отработка основных элементов общей транснациональной системы по реализации рекультивационных технологий и организационных радиоэкологических мероприятий для обеспечения радиационной безопасности территорий, подвергшихся воздействию уранодобывающих и перерабатывающих предприятий.

2.3. Ядерное наследие на предприятиях по переработке урана

2.3.1. ОАО «Кирово-Чепецкий химический комбинат им. Б.П.Константинова»

Кирово-Чепецкий химический комбинат (КЧХК) имеет длительную и сложную историю развития, отличительной чертой которой является многопрофильный характер производственной деятельности. Формирование многопрофильного химического производства началось в послевоенные годы на базе небольшого предприятия военно-промышленного комплекса – завода 752, созданного в 1938 г. для производства фосфора и диаммония фосфата. В годы войны на заводе производились боеприпасы. Мощным импульсом развития завода стало его включение в грандиозный план создания ядерного потенциала СССР. Постановлением Правительства СССР от 30 сентября 1946 года и приказом министра химической промышленности СССР от 8 октября 1946 года было принято решение о строительстве производств по переработке уранового сырья и сопутствующих им химических производств для выпуска продукции на основе соединений хлора и фтора. 1946 год считается годом создания КЧХК.

В 1949 г. заработал цех по производству безводного фтористого водорода и плавиковой кислоты и начался выпуск первых партий гексафторида урана. Полномасштабное производство гексафторида урана функционировало с 1951 г. по 1974 г. В 1953 г. начался выпуск тетрафторида урана. С 1978 и по 1991 г. этап переработки облученных сырьевых материалов был прекращен, и перешли на работу только с обедненным ураном. В 1953–1966 гг. функционировало промышленное производство лития. В настоящее время часть производства тетрафторида урана находится в законсервированном состоянии.

Параллельно с развитием технологий переработки урансодержащего сырья на предприятии шло активное развитие производства химической продукции гражданского

назначения. Организация промышленного производства фтористого водорода и фтора явилась основой для создания новой отрасли химической индустрии, вырабатывающей фторорганические соединения: перфторуглеродные смазки и жидкости, хладоны, мономеры, фторопласты, фторкаучуки и фторэластомеры. Для производства таких материалов дополнительно были созданы собственные производства хлороформа в 1956 г., а годом раньше – освоено получение жидкого и газообразного хлора, соляной кислоты и каустической соды. Первая партия фторопласта-4 была получена летом 1956 года. В 1961 году был создан и освоен комплекс по выпуску фторполимеров и фторкаучуков. В 1971 г. запущено производство изделий из фторопластов. В последующие годы шло непрерывное наращивание мощностей и расширение номенклатуры выпускаемой продукции, совершенствование технологии производств.

В 1973 г. по распоряжению Совета Министров СССР в г. Кирово-Чепецке 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 «Полимер» и завода минеральных удобрений), ремонтно-механического и ремонтно-строительного заводов. В том же году начался выпуск минеральных удобрений. Производственный процесс строится вокруг базовой технологической цепочки: аммиак – азотная кислота – аммиачная селитра. В 80-х годах впервые в мировой практике реализована безотходная комплексная азотнокислотная технология переработки апатита, налажено промышленное производство карбоната стронция и различных видов мела. В начале 2000-х освоено производство азотофосфата и калийсодержащего тройного удобрения – нитроаммофоски.

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. Процесс приватизации прошел без учета экологического фактора. 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».

Период создания и функционирования производств по переработке уранового сырья с точки зрения особенностей применяемых технологий обращения с радиоактивными отходами, повлиявших на формирование радиационной обстановки в районе КЧХК, можно разделить на три этапа.

Первый этап (1949–1951 гг.) относится к периоду становления производства ГФУ, когда высокими темпами шло наращивание выпуска стратегического сырья для создания ядерного потенциала СССР. В этот период отработки технологии происходило образование значительного количества твердых радиоактивных отходов нетехнологического характера, представленных большим количеством загрязненных строительных отходов и металлолома, и было обусловлено значительным числом «ручных» технологических операций, а также случаев отказов и разгерметизации оборудования из-за высокой коррозионной активности газообразного фтора. Имели место залповые выбросы и сбросы загрязненных радионуклидами сточных вод в заболоченные участки в пойме р. Елховки с последующим разносом загрязнения паводковыми водами.

Второй этап включает период с 1951 г. до полного пуска производства ТФУ в 1957 г., который характеризуется совершенствованием технологии производства ГФУ и ТФУ, развитием систем очистки сточных вод и отходящих технологических газов.

Вентвыбросы до 1960 г. очищались в насадочных скрубберах содовым раствором. Выбросы производились через трубы высотой до 60 м с содержанием урана до 120 г/ч.

До 1957 года сточные воды с содержанием урана менее 5 мг/л по земляной канаве, смешиваясь по пути с отходами основного производства (пульпа гипса), направлялись в «шламовое болото», представлявшее собой заболоченную низину в районе промплощадки завода полимеров, и далее – в р. Елховку.

Сбросные воды с исходным содержанием урана более 5 мг/л, упаренные до сухих солей, а также технологические твердые радиоактивные отходы, связанные с основным производством, до 1959 года накапливались в контейнерах для последующей их переработки, которая производилась на специально созданной в производстве ТФУ установке.

Данные о ведении радиационного контроля до пуска производства ТФУ не сохранились, и имеются лишь разрозненные сведения о радиоактивном загрязнении территории, прилегающей к р. Елховке.

Третий этап связан с полным пуском производства ТФУ и характеризуется дальнейшим совершенствованием методов обращения с образующимися радиоактивными отходами, внедрением системы нормативно-технического регулирования.

С этого периода все сточные воды стали подвергаться очистке и радиационному контролю. С 1957 года сточные воды производств ГФУ и ТФУ после обработки известковым молочком, в процессе которой происходило осаждение сульфата и фторида кальция, по пульпопроводу подавались в шламонакопитель, расположенный на территории завода полимеров. Из шламонакопителя осветленные воды поступали в р. Елховку. По данным 1957 года, содержание урана в воде оз. Просное в этот период находилось на уровне 0,1 мг/л, что соответствует примерно 0,5 УВ^{вода} по НРБ-99/2009.

С 1963 года сточные воды стали дополнительно очищаться от остаточных количеств урана и осколочных элементов путем соосаждения с сульфатом кальция и гидроокисью железа. С этого времени осветленные воды на сливе из шламонакопителя содержали не более 0,6 мг/л урана, что осуществлялось за счет разбавления водами р. Елховки, а концентрации урана в воде оз. Просное составляли около 0,04 мг/л.

В этот период вплоть до остановки производства в 1992 г. сброс радионуклидов со сточными водами оставался доминирующим видом радиационного воздействия на окружающую среду.

Вентвыбросы урана после сооружения в 1960 году на основных производствах многоступенчатых очистных сооружений с применением на последней ступени в качестве фильтроматериала ткани Петрянова были значительно сокращены, а высота труб снижена до 20 м.

Твердые технологические отходы после максимального извлечения из них урана (путем выщелачивания в горячей азотной кислоте с последующей промывкой содовым раствором) в виде пасты размещались в бетонных хранилищах с битумной гидроизоляцией или в приповерхностных хранилищах траншейного типа с глиняной гидроизоляцией. До 1978 года в пастах содержание урана не превышало 0,5% в пересчете на сухое вещество, но имелись примеси плутония и продуктов деления урана. После перехода в 1978 году с радиоактивного сырья марки РС на необлученное сырье и до остановки производства ТФУ содержание урана в пастах не превышало 5% в пересчете на сухое вещество.

Нетехнологические твердые радиоактивные отходы, представлявшие собой загрязненный строительный мусор, грунт, средства индивидуальной защиты и другое обо-

рудование, размещались в приповерхностных временных хранилищах траншейного типа с глиняной гидроизоляцией.

В 1992 году производство ТФУ было прекращено. К этому времени КЧХК представлял собой крупный промышленный комплекс с взаимосвязанными технологическими процессами, сопровождающимися значительным воздействием на окружающую среду, общей схемой организации размещения производственных отходов, единой системой водоотведения, приуроченной к долине р. Елховки, и комплексом экологических проблем химического и радиационного характера, многие из которых остаются актуальными до сих пор.

В районе расположения комбината сложилась непростая экологическая обстановка, обусловленная наличием плохо изолированных от окружающей среды хранилищ химических и радиоактивных отходов, современных выбросов и сбросов химических загрязняющих веществ, радиационно и химически загрязненных территорий (почв и грунтов, подземных вод, донных отложений в долине р. Елховки и о. Просное).

Ситуация усугубляется в связи с размещением комбината и входящих в его состав радиационно и химически опасных объектов в зоне санитарной охраны водозабора областного центра г. Кирова, что противоречит требованиям Федерального закона «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» от 30.08.1999 №52-ФЗ и СанПиН 2.1.4.1110-02 «Зоны санитарной охраны источников водоснабжения и водопроводов питьевого назначения».

Плохо изолированное от окружающей среды хранилище мела является причиной регулярного загрязнения воды р. Вятки ионами аммония в период паводков и создает угрозу безопасности питьевого водоснабжения населения г. Кирова [54, 55].

Загрязненные химическими компонентами (сульфатно-хлоридно-натриевое загрязнение от шламохранилищ низкоактивных отходов; азотное загрязнение от хранилищ мела) и радионуклидами подземные воды в районе КЧХК рассматриваются как потенциальный источник загрязнения водозабора областного центра. Площадь области химического загрязнения, установленной по повышенной минерализации грунтовых вод (выше ПДК = 1000 мг/л), составляет 5800 тыс. м². Ее граница в 2005 г. зафиксирована на расстоянии около 600 м от Вятки [56]. Радиоактивное загрязнение грунтовых вод обнаружено в пойме р. Вятки на территории шламового хозяйства комбината и в долине р. Елховки.

Аварийные выбросы химических загрязняющих веществ от действующих производств завода «Полимер» и завода минеральных удобрений, ртутное загрязнение территории комбината, образовавшееся в результате фильтрации сточных вод производства хлора и каустика из 2-ой секции шламохранилища, также составляют характеристику сегодняшней деятельности КЧХК.

Современные проблемы обеспечения радиационной безопасности в районе КЧХК, связанные с уран-перерабатывающим производством, обусловлены наличием:

- остановленных, но не выведенных из эксплуатации объектов производства ГФУ и ТФУ;
- хранилищ РАО, срок эксплуатации которых истек или близок к предельному и не имеющих надежной изоляции от окружающей среды;
- радиационно загрязненных территорий на промплощадке комбината и за ее пределами.

На промплощадке завода «Полимер» находится 16 зданий и сооружений, использовавшихся при функционировании производства ГФУ и ТФУ, имеющих разный уро-

вень радиационного загрязнения и пребывающих в состоянии разной степени деградации.

Радиационные характеристики производственных объектов в полной мере не установлены. В ходе обследования, проведенного РНЦ «КИ» совместно со специалистами СРБ завода «Полимер», с разной детальностью выполнено измерение мощности дозы гамма-излучения, загрязненности поверхности бета- и альфа-излучателями [57]. К наиболее загрязненным зданиям на территории КЧХК относятся здание 93, а также здания В 9 и В 20, в которых располагались системы очистки вентвыбросов. Радиационное обследование здания 93 показало, что мощность дозы γ -излучения находится в диапазоне 10–170 мкР/ч, загрязненность поверхностей β -излучателями лежит в диапазоне 20–16 000 част./см²/мин, α -излучателями – 0,2–80 част./см²/мин. Оценка количества технологического продукта, содержащегося в оборудовании и вентиляционной системе, показала, что в здании 93 по меньшей мере находится около 3,6 т среднеактивных отходов.

Предварительное обследование корпуса 2а (100), где в период с 1953 по 1976 г. функционировало производство ГФУ, а с 1984 по 1992 велось производство ТФУ, показало, что в здании имеются участки, загрязненные выше норм, допустимых для пребывания персонала А; количество технологического продукта, содержащегося в оборудовании, по минимальным оценкам составляет 300 кг.

Состояние остальных зданий и сооружений оценивается в диапазоне от удовлетворительного до аварийного.

В период производства (1950–1992 гг.) и в последующие годы в процессе проведения демонтажных и реабилитационных работ образовывались РАО, которые размещались на специально созданных объектах (склады, хранилища, шламохранилища), расположенных в основном на территории промплощадки завода полимеров и в районе шламового хозяйства комбината на расстоянии 1–1,5 км от промплощадки.

В настоящее время на предприятии имеются твердые среднеактивные технологические и нетехнологические (строительные, хозяйственно-бытовые отходы, металлолом и оборудование) отходы, а также низкоактивные шламы с установки очистки сточных вод. Суммарная активность отходов, размещенных в хранилищах, на 76% обусловлена альфа-активными радионуклидами плутония (65%) и урана (11%), остальное – гамма- и бета-активные – цезий-137 (23%) и стронций-90 (1%).

Состояние защитных барьеров большинства хранилищ технологических отходов в полной мере не ясно. Однако радиоактивное загрязнение грунтовых вод, которое обнаруживается в скважинах в пределах промплощадки завода полимеров, заставляет предположить отсутствие надежной изоляции РАО от окружающей среды. Вместе с тем не вызывает сомнений, что не обеспечивается противодиффузионная защита хранилища РАО и 3-ей секции шламохранилища, расположенных на территории шламового хозяйства комбината, в районе размещения которых отмечается прогрессирующее загрязнение подземных вод.

В районе хранилища РАО радиоактивное загрязнение грунтовых вод зафиксировано в одной скважине 1645. Загрязнение отмечается с 1992 г. – проявилось через год после размещения там единственной партии нетехнологических РАО (строительных отходов из здания 93), загрязненных радионуклидами в растворимой форме. В составе грунтовых вод здесь преобладают альфа-активные радионуклиды U-238, U-234. По данным службы радиационной безопасности ООО «Завод полимеров КЧХК», начиная с 2003 г. уровень загрязнения постепенно возрастает.

Наиболее обширная область радиоактивного загрязнения грунтовых вод приурочена к пойме р. Елховки. Она сформировалась главным образом за счет фильтрации загрязненных вод из 3-ей секции шламоохранилища, а также за счет сброса сточных вод с остаточными количествами радионуклидов в р. Елховку в период функционирования уран-перерабатывающего производства. Основным загрязняющим компонентом в грунтовых водах здесь является Sr-90, в небольших количествах присутствуют изотопы урана и Cs-137. По данным за 2005 г. из 11 скважин, расположенных в области радиоактивного загрязнения грунтовых вод в пойме р. Елховки и у 3-ей секции шламоохранилища, в трех скважинах уровень загрязнения грунтовых вод соответствует низкоактивным отходам (>10 УВ^{вода}), в остальных находится на уровне 1,3–7,2 УВ^{вода}. Загрязнение грунтовых вод в пойме р. Елховки отмечается на площади около 585 тыс. м².

На промплощадке завода «Полимер» выявлено около 140 тыс. м² загрязненной территории [58], где средняя мощность дозы гамма-излучения составляет 0,11 мкГр/ч, максимальная – 0,45 мкГр/ч. Загрязнены грунты под производственными корпусами, места заполнения и слива ж/д цистерны для транспортировки жидких РАО на переработку. Загрязнялась также территория, прилегающая к площадкам хранения (выдержки) технологических твердых РАО производства ГФУ перед их переработкой. Основными радионуклидами, определяющими загрязнение, являются цезий-137 и уран.

За пределами промплощадки выделяются три площади поверхностного радиоактивного загрязнения с мощностью эффективной дозы 0,20 мкЗв/ч и более [56, 59]:

– система отведения сточных вод: р. Елховка – озеро Просное ($S = 392,6$ тыс. м², средняя плотность загрязнения цезием-137 – $1 \cdot 10^5$ Бк/м²);

– у 3-ей секции шламонакопителя ($S = 39,5$ тыс. м², средняя плотность загрязнения цезием-137 – $1,8 \cdot 10^5$ Бк/м²). Наряду с поверхностным загрязнением, связанным со сбором загрязненных сточных вод, имеет место загрязнение грунтов на глубину до 15 м, которое формировалось за счет фильтрации жидкой фазы сточных вод из 3-ей секции и тесно связано с областью радиоактивного загрязнения грунтовых вод в этом же районе;

– примыкает к промплощадке завода полимеров ($S = 13,5$ тыс. м², средняя плотность загрязнения цезием-137 – $0,8 \cdot 10^5$ Бк/м²). Глубина распространения загрязнения 1–5 м.

Загрязнение донных отложений р. Елховки и оз. Просное обусловлено их включением в систему водоотведения комбината. Техногенные отложения этих водных объектов представляют собой пластичные подвижные илы, состоящие из смеси тонкозернистых частиц гипса, мела, а также природных глинистых и песчаных частиц. Удельные активности Cs-137 (180–4300 Бк/кг, в среднем 1257 Бк/кг) достигают максимальных значений в донных отложениях северной части озера Просное, где осаждалась большая часть техногенных взвесей. В пределах современной акватории озера удельная активность Cs-137 в донных отложениях находится на уровне 24–1220 Бк/кг, среднее – 497 Бк/кг. Удельная активность изотопов урана в отложениях составляет 45–81 Бк/кг, плутония – 18–49 Бк/кг.

Следует отметить, что выполненный на сегодня объем инженерно-геологических изысканий и радиационного обследования экологически опасных объектов ОАО «КЧХК» не позволяет в полной мере и системно рассмотреть весь комплекс экологических проблем. Между тем понимание масштабов угроз, исходящих от радиационно загрязненных объектов, выделение приоритетных источников опасности является первоочередным условием для выбора эффективной стратегии реабилитации. Не ме-

нее важным этапом, предваряющим начало работ по выводу из эксплуатации остановленных объектов производства ГФУ и ТФУ, хранилищ РАО и реабилитации загрязненных территорий, должна стать выработка решений по конечному состоянию объектов ядерного наследия.

2.3.2. Ядерное наследие на предприятиях по производству ядерного топлива

Российские предприятия по производству ядерного топлива и его компонентов интегрированы в ОАО «ТВЭЛ» (корпорация ТВЭЛ). Акционирование предприятий произошло в начале 1990-х гг.

На начальном этапе своей деятельности, который продолжался несколько десятилетий, все эти предприятия были широко задействованы в реализации оборонных программ. Их деятельность была связана с переработкой урановых концентратов и получением металлического урана, других редкоземельных элементов, необходимых для получения урана высокой степени чистоты как для военных целей, так и для производства топлива для промышленных уран-графитовых реакторов.

2.3.2.1. ОАО «Новосибирский завод химконцентратов»

ОАО «Новосибирский завод химконцентратов» — одно из крупнейших предприятий России, выпускающее ядерное топливо для АЭС и исследовательских реакторов, литий и его соединения.

25 сентября 1948 г. вышло постановление Совета Министров СССР о строительстве в Новосибирске Государственного союзного завода № 250. В первые годы деятельность предприятия была направлена на создание производства с полным технологическим циклом — от переработки природного урана до выпуска тепловыделяющих элементов для промышленных реакторов.

В ночь на 2 февраля 1951 г. в опытном цехе состоялся пуск производства на получение закиси-оксида урана, а 29 марта 1951 г. проведена первая восстановительная плавка. В апреле было проведено уже 11 рафинировочных плавок и получено 88 блоков металлического урана. В 1953 г. годовой выпуск урановых изделий превысил проектную мощность.

В 1955 г. организован цех по производству лития и его солей, а в 1957 г. сдан в эксплуатацию комплекс производства «600». 5 марта 1958 г. получена первая продукция цеха производства лития, а в декабре выполнен государственный план по товарной продукции. Литиевое производство, созданное на предприятии в кратчайшие сроки в 1960-х гг., представляет собой масштабный технологический комплекс, способный перерабатывать сырье, получая максимально чистый литий и его соли.

Накопленный коллективом опыт работы позволил предприятию в 1970-х гг. приступить к производству твэлов и тепловыделяющих сборок для исследовательских реакторов. В 1980-е гг. на НЗХК создано серийное производство тепловыделяющих элементов и ТВС для энергетических реакторов большой мощности, охлаждаемых водой под давлением.

Экологические проблемы ОАО «НЗХК» — результат прошлой деятельности

Имеющиеся сегодня экологические проблемы, с которыми сталкивается Новосибирский завод химконцентратов, связаны в первую очередь с выполнением заданий в рамках реализации оборонных программ.

Как и на других предприятиях периода становления атомной отрасли в нашей стране, на НЗХК вопросы ядерной и радиационной безопасности отодвигались на второй план, особенно в отношении окружающей среды. В результате с 1948 по 1967 г. накопилось много различных проблем, связанных с хвостохранилищами, хранилищами РАО, загрязнением окружающей среды.

Для производства ядерного топлива для промышленных уран-графитовых реакторов на заводе было задействовано в основном шесть зданий общим строительным объемом более 350 тыс. м³.

В целом площадь загрязнения складов и промплощадки ОАО «НЗХК» радионуклидами составляет 118775 м², а объем загрязненного грунта равняется 128 380 м³ (табл. 2.3.2.1.1). Природа загрязнений – фрагменты руды, рудный песок, соли урана.

Таблица 2.3.2.1.1

Загрязнение территорий ОАО «НЗХК» радионуклидами

Территория	Площадь, м ²	Объем, м ³
Промплощадка	90 269	88 582
Склады	28 506	39 798
Хвостохранилище	30 000	42 000
Аномалия «Северная»	201 400	302 100
Всего	322 765	445 070

Степень загрязнения территории распределена следующим образом, мкР/ч:

- 30–60 – 23,1%;
- 60–250 – 61,7%;
- 250–1000 – 12,3%;
- более 1000 – 2,9%.

Хвостохранилище ОАО «НЗХК»

На расстоянии 5,3 км к северо-востоку от основной промплощадки завода находится хвостохранилище. Оно предназначено для размещения низкоактивных РАО в виде раствора пульпы с последующим осаждением взвешенных частиц (ТРО) в чаше отстойника. Тип хвостохранилища – овражно-балочный, наливной, с насыпной дамбой. Его первая секция эксплуатировалась с 1954 по 1964 г., на сегодня она законсервирована.

Вторая, действующая, секция эксплуатируется с 1964 г. В хвостохранилище накоплено 922000 т низкоактивных РАО суммарной активностью $2,3 \cdot 10^{13}$ Бк.

На территории объекта имеется радиоактивная аномалия – участок радиационного загрязнения «Северный» («Язык») протяженностью 4 км и площадью 201 400 м². Максимальная МЭД в районе аномалии достигает 6000 мкР/ч.

Другая радиоактивная аномалия – участок радиационного загрязнения «Восточный» («Хутор») – имела протяженность 400 м и площадь 5000 м². Максимальная МЭД в районе аномалии достигала 1800 мкР/ч. В результате проведенной в 2007 г. рекультивации участок радиоактивного загрязнения ликвидирован. В том же году проведена рекультивация радиоактивной аномалии и в районе промколлектора ОАО «НЗХК» (УРЗ «Трасса промканализации»), которая имела протяженность 1 км и площадь 12000 м². Максимальная МЭД достигала 2000 мкР/ч. Участок радиационного загрязнения также ликвидирован.

Ликвидирована еще одна радиоактивная аномалия – в районе ТЭЦ-4 (участок радиационного загрязнения «ТЭЦ-4»). Он имел площадь 3300 м². Максимальная МЭД в районе аномалии составляла 3000 мкР/ч.

Ртутные аномалии в приповерхностном слое промплощадки ОАО «НЗХК»

В 1954 г. было принято решение об организации производства «600» (лития) на заводе в Новосибирске. Уже в следующем году был организован цех по производству лития и его солей, а в 1957 г. сдан в эксплуатацию пусковой комплекс производства «600» – первая серия агрегатов в здании 631. В марте 1958 г. получена первая продукция цеха производства лития.

В 1960-х гг. была достигнута максимальная мощность по производству лития, потоки перекачиваемой ртути составляли около 4000 т в час (она используется в технологии очистки лития). В результате этой деятельности ртутью были загрязнены значительные площади, что привело к возникновению ртутных аномалий в приповерхностном слое (на глубину до 2 м) промплощадки ОАО «НЗХК». Зараженная площадь составила около 600000 м². Согласно расчетам, в грунтах промплощадки находится порядка 34 т ртути (без учета здания 631). Экспертная оценка количества ртути под зданием – 2000 т.

Основным фактором загрязнения грунтов ртутью явился механический перенос металла, связанный с производственной деятельностью завода в течение 50 лет. Вклад воздушного и водного факторов переноса ртути незначителен.

Таким образом, основными мероприятиями, направленными на реабилитацию загрязненных при реализации оборонных программ территорий, в первоочередном порядке являются:

- реконструкция (укрепление) хвостохранилища для обеспечения безопасного хранения РАО;
- реконструкция шести корпусов (вывод из эксплуатации производства твэлов для ПУГР);
- утилизация загрязненных радионуклидами материалов и жидких РАО;
- проведение комплексного обследования и реабилитация загрязненных ураном территорий;
- строительство хранилища отходов цеха производства лития, образовавшихся при выполнении ядерных программ по гособоронзаказу.

2.3.2.2. ОАО «Чепецкий механический завод»

ОАО «Чепецкий механический завод», входящее в состав ОАО «ТВЭЛ», – крупнейший в России производитель изделий из циркониевых сплавов, природного и обедненного урана, металлического кальция и его соединений.

История Чепецкого механического завода как предприятия ядерного топливного цикла началась с Постановления Совета Министров СССР от 9 декабря 1946 г. и приказа начальника Первого главного управления от 19 декабря того же года, согласно которым патронный завод № 544 Министерства вооружений СССР был передан в систему ПГУ для организации на его базе крупномасштабного производства металлического урана.

В начале 1948 г. была получена первая урановая продукция, а в 1950 г. первая очередь уранового производства вышла на проектную мощность.

В ноябре 1949 г. цех приготовления кальция (дистилляции) выдал первую продукцию – слиток металлического кальция массой 13 кг. В ноябре 1954 г. была сдана в

эксплуатацию первая очередь промышленного производства кальция, а спустя два года принята в эксплуатацию вторая очередь.

В мае 1957 г. Совет Министров и руководство Минсредмаша приняли решение об организации производства металлического циркония на Чепецком механическом заводе для развития атомной энергетики, а в 1959 г. получены первые слитки циркониевых сплавов.

11 ноября 1966 г. во исполнение постановления Совмина СССР по Министерству среднего машиностроения был издан приказ о строительстве на ЧМЗ прокатно-прессового производства изделий из циркониевых сплавов.

Экологические проблемы завода, связанные с участием в оборонных программах

В наследство ОАО «Чепецкий механический завод» достались в основном те же проблемы, что и большинству других предприятий атомной отрасли, созданных во второй половине 1940-х – 1950-х гг. Это многочисленные следы прошлой деятельности, связанной с участием в Атомном проекте, когда решение многих экологических проблем отодвигалось на второй план во имя главной цели – создания отечественной атомной бомбы, а затем и достижения паритета с США в ядерных вооружениях.

В результате многие участки территории завода оказались загрязненными радионуклидами. Прежде всего, это 40 га с мощностью дозы гамма-излучения на поверхности от 50 до 3500 мкР/ч (0,5–35,0 мкЗв/ч). Загрязнения обусловлены временным складированием на территории урановой руды, радиоактивного оборудования и материалов, а также разносом радиоактивного загрязнения персоналом и автотранспортом, что, однако, не приводит к переоблучению персонала предприятия и населения (вклад загрязнения в дозу облучения населения отсутствует, а для критической группы персонала предприятия не превышает 5% от дозы профессионального облучения).

Предварительная оценка объема грунта, подлежащего захоронению, проведенная специалистами головного института «Всероссийский проектный и научно-исследовательский институт комплексной энергетической технологии», составила 272000 м³.

На второе место по важности задач, которые требуют незамедлительного принятия решения, следует поставить консервацию хвостохранилища № 1 для безопасного хранения радиоактивных продуктов. В действовавшем с 1948 по 1972 г. хвостохранилище накоплено около 1300 млн. т отходов рудного производства.

В заключение следует отметить, что на предприятиях корпорации «ТВЭЛ» сегодня существуют в основном те же проблемы, что и на других промышленных объектах российской атомной отрасли. Ядерное наследие заводов по изготовлению ядерного топлива для атомной энергетики представляет собой классическую триаду:

- остановленные, но не выведенные из эксплуатации здания, участки и технологические установки, которые использовались для производства топлива для промышленных уран-графитовых реакторов и иных материалов в оборонных целях;
- накопленные в хранилищах, построенных в конце 1940-х гг., твердые и жидкие РАО, а также наличие значительных по объемам и удельной активности хвостохранилищ;
- остающиеся до настоящего времени на территориях промплощадок участки радиационного загрязнения.

2.4. Ядерное наследие на предприятиях ядерно-оружейного комплекса

По мере решения проблем разработки и создания ядерного оружия круг предприятий, входящих в состав ядерного оружейного комплекса Госкорпорации «Росатом»,

существенно сузился. В настоящее время в него входят федеральные ядерные центры ВНИИЭФ (г. Саров, Нижегородская обл.) и ВНИИТФ (г. Снежинск, Челябинская обл.), ПО «Маяк» (г. Озерск, Челябинская обл.), комбинат «Электрохимприбор» (г. Лесной, Свердловская обл.), Приборостроительный завод (г. Трехгорный, Челябинская обл.) и ряд других. Предприятия комплекса обладают уникальными установками и оборудованием, позволяющими обрабатывать и серийно производить ядерные боеприпасы и корабельные реакторные установки, а также обеспечивать их сопровождение на всех этапах жизненного цикла: от расчетно-теоретической стадии до демонтажа и утилизации.

Завершающие стадии создания ядерного оружия не связаны с радиоактивным загрязнением окружающей среды. Принятая на российских производствах система обращения с ядерными материалами практически исключает его потери и поступление за рамки барьеров безопасности технологического процесса или конечных изделий.

Несколько иначе обстоят дела с ядерным наследием в федеральных ядерных центрах – ВНИИЭФ и ВНИИТФ.

Во-первых, широкий спектр и высокая интенсивность исследовательских работ с применением ядерных установок и радиоактивных веществ способствовали формированию типичных элементов ядерного наследия – накоплению РАО и ОЯТ. При этом объемы накопленных отходов были существенно ниже, чем в научных центрах, специализирующихся в области реакторных технологий или переделах ядерного топливного цикла.

Во-вторых, в федеральных ядерных центрах существовали и существуют полигоны и опытные площадки, на которых проводились неядерные эксперименты с ядерными материалами и радиоактивными веществами, в том числе взрывные с диспергированием этих материалов. Естественным следствием этих экспериментов явилось радиоактивное загрязнение экспериментальных площадок.

Являясь элементом ядерного наследия, подобные загрязнения, тем не менее, не связаны с дополнительными рисками для населения, поскольку локализованы в пределах экспериментальных площадок, обеспеченных необходимыми системами радиационного контроля.

2.5. Испытания ядерного оружия и использование ядерных взрывов в мирных целях

16 июля 1945 года в США было произведено испытание первой атомной бомбы. Характерное облако радиоактивной пыли, напоминающее гриб, стало негативным визуальным образом атомной эры.

В качестве ответной меры в СССР в районе г. Семипалатинска был построен испытательный полигон. Ровно в 7:00 утра 29 августа 1949 года на этом полигоне было подорвано первое советское ядерное устройство под кодовым названием «РДС-1». Началась «эра холодной войны» в период мощного наращивания ядерного потенциала двумя противоборствующими державами.

За 65 лет в мире было проведено более 2000 испытаний различных ядерных устройств, табл. 2.5.1. Хотя не все они были заявлены как испытания ядерного оружия (часть взрывов проводилась в промышленных и исследовательских целях), на каждом испытании получались важные характеристики, которые были интересны военным.

Кроме того, в последние годы (после заключения Договора о всеобщем запрещении ядерных испытаний, 1996 г. [60]) было проведено 6 подземных испытаний в Па-

Основные данные из истории ядерных испытаний

Основное событие (характеристика) в истории ядерных испытаний	Дата проведения или характеристика				
	США	СССР	Великоб- ритания	Франция	Китай
Первое ядерное испытание	16.07.1945	29.08.1949	03.10.1952	13.02.1960	16.10.1964
Первое воздушное ядерное испытание со сбросом изделия с самолета	06.08.1945	18.10.1951	11.10.1956	19.07.1966	14.05.1965
Первое подземное ядерное испытание	29.11.1951	11.10.1961	01.03.1962	07.11.1961	23.09.1969
Первое двухстадийное термоядерное испытание	28.02.1954	22.11.1955	28.04.1958	24.08.1968	17.06.1967
Последнее ядерное испытание	23.09.1992	24.10.1990	26.11.1991	27.01.1996	29.07.1996
Общее кол-во ядерных испытаний в атмосфере	217	219	21	45	23
Суммарная мощность ядерных испытаний в атмосфере, Мт	153,8	243,8	8,05	10,1	20,7
Общее кол-во подземных ядерных испытаний	27	124			
Общее кол-во ядерных испытаний	1032	715	45	210	47
Общее кол-во ядерных взрывов	1127	969			

кистане; 5 подземных испытаний в Индии (в мае 1998 г.) и одно испытание в Северной Корее (9.10.2006).

Ядерные испытания и их военное применение в конце Второй мировой войны против мирных жителей Хиросимы и Нагасаки оставили глубокий след в истории человеческой цивилизации прежде всего как освоение новой природной силы, обладающей невиданной доселе энергией. Не случайно всему, что окружало ядерные испытания, поначалу приписывались также необычайные масштабы.

Во многом этому способствовало и существовавшее в СССР в течение многих лет умалчивание о тех проблемах, которые возникали при создании и испытаниях ядерного оружия, а также при использовании ядерно-взрывных технологий в промышленных целях. Хотя авария на чернобыльской атомной станции и приоткрыла дорогу гласности в ядерной сфере, фактически только после распада СССР стали появляться работы, раскрывающие историю создания, развития и реализации советского атомного проекта. В последние 15 лет только по вопросам мирного использования ядерных взрывов (МЯВ) появилось более трех тысяч публикаций. В первую очередь необходимо отметить такие ставшие уникальными книги, как «Испытания ядерного оружия и ядерные взрывы в мирных целях. СССР. 1949–1990 гг.» [61], пять книг из се-

рии «Ядерные испытания СССР» [62], подготовленных под руководством академика РАН В.Н. Михайлова большим авторским коллективом специалистов из ведущих научно-промышленных центров страны, а также четыре обстоятельные монографии, продолжившие эту серию, под общей редакцией профессора Вадима Афанасьевича Логачева [63–66].

В период испытаний во всех странах, естественно, приходилось идти на определенное, в пределах контролируемых уровней, радиоактивное загрязнение окружающей среды в зонах их проведения. Наиболее значимое влияние на загрязнение окружающей среды оказали ядерные взрывы в атмосфере и особенно наземные испытания. Именно поэтому договором 1963 г. были запрещены ядерные испытания в атмосфере, космосе и под водой [67]. Если в целом для атмосферы и большей части земной и водной поверхности суммарный выброс радиоактивных веществ не вызвал сколько-нибудь заметного изменения природного фона, а следовательно, и выявляемого влияния на здоровье людей, то в местах проведения ядерных испытаний на некоторое время возникали проблемы, связанные с возможным переоблучением отдельных лиц и повышенным загрязнением природных сред.

В СССР из 32 наземных взрывов 30 было проведено на Семипалатинском полигоне и только один на Новоземельском полигоне (еще один в песках пустыни Кара-Кум). Атмосферные испытания проводились примерно поровну на обоих полигонах: на Семипалатинском – 86 взрывов, а на Новоземельском – 85. Если говорить о подземных испытаниях, то примерно 90% (340 из 379) проводилось на Семипалатинском полигоне № 2. Итого на Семипалатинском полигоне было проведено 456 испытаний общей мощностью 17,4 Мт, а на Новоземельском полигоне – 130 испытаний общей мощностью примерно 265 Мт. Кроме того, в рамках Государственной программы № 7 «Ядерные взрывы для народного хозяйства», проводимой в 1965–88 гг., использовались технологические площадки еще в 16 административных регионах Российской Федерации.

В период проведения ядерных испытаний различной направленности значительное внимание уделялось и вопросам радиационной безопасности как персонала, участвующего в организации и проведении испытаний и научных исследований, так и населения, которое потенциально могло подвергнуться радиационному воздействию. Следует отметить одну важную особенность, связанную с тем, что взгляды на критерии и методы обеспечения радиационной безопасности существенно изменялись за рассматриваемый период. Изменение критериев (норм) было вызвано и получением новых научных данных по действию радиации на живые организмы, но и во многом определялось политическими, а позднее и социальными мотивами. Сами ядерные испытания, при которых использовалось значительное количество экспериментальных животных, послужили получению надежных и объективных данных по поражающим факторам и стали основой для разработок способов защиты от них. Многолетние исследования и наблюдения за здоровьем воинских контингентов на полигонах в период испытаний и после их завершения, а также населения, проживающего за пределами испытательных площадок, позволяют заключить, что в подавляющем большинстве случаев выявить радиационные последствия существующими методами не удалось.

Ретроспективный взгляд на все испытания, проведенные в СССР, позволяет с уверенностью сказать, что наибольшее облучение отдельных лиц из населения бывшего СССР было зафиксировано от самого первого взрыва 29 августа 1949 года, когда представления о радиационной опасности ядерного взрыва были еще самыми минималь-

ными. При последующих испытаниях был учтен полученный опыт и предпринимались более адекватные меры по защите персонала и населения.

Осуществление первого экспериментального взрыва считалось настолько важным военно-политическим событием, что было решено пренебречь неблагоприятными метеорологическими условиями и провести испытание в дождливую погоду с резкими порывами ветра [68]. Образование же радиоактивного следа, протянувшегося не только до границ полигона, но и за его пределы, оказалось для советских специалистов полной неожиданностью, поскольку в единственном источнике — книге американского профессора Г.Д. Смита о первом атомном испытании про него ничего не говорилось [69]. По существу, это первое испытание осталось единственным, когда меры по защите населения специально не разрабатывались [70]. В двух наиболее сильно загрязненных населенных пунктах — Долонь (118 км от центра взрыва) и Черемушки (76 км) — реконструкция возможных максимальных доз облучения населения дает величину около 1,5 Гр [71–73]. При всех последующих испытаниях величина допустимой дозы облучения по рекомендациям, разработанным в 1948 г., равная 300 мГр/год [74], не была превышена в отношении населения. Следует отметить, что, начиная с первых отечественных рекомендаций 1946 г. (600 мГ/год), и во всех последующих, до 1957 г., не существовало различий в величинах допустимых доз облучения персонала, работавшего на предприятиях атомной промышленности, участников ядерных испытаний и населения.

Из ядерных взрывов промышленного назначения наибольшие уровни облучения как персонала, так и проживающего в районе эксперимента населения отмечены при экскавационном эксперименте, осуществленном 15.01.1965 в месте слияния рек Чаган и Аши-Су в урочище Балапан (Семипалатинский испытательный полигон). В результате взрыва было образовано два водохранилища: внутреннее — в воронке взрыва, объемом 5,7 млн м³ и внешнее (за счет образования плотины) — объемом примерно 10 млн м³. Оценка доз внешнего облучения на критическую группу взрослого населения (чабаны), проживающего в 13–25 км от места испытания, составила 20–30 мГр, а с учетом внутреннего загрязнения она не превысила 40 мЗв. Проведенные через месяц работы по пробивке водоподводящего канала через гребень навала грунта обусловили за 35 дней работы средние дозы для разных категорий работников — от 14 до 59 мЗв. При этом ни у одного из 183 работников не был превышен действующий норматив в 100 мЗв (ПДУ-60). К 2000 году уровни содержания ¹³⁷Cs в поверхностном слое почвы превышали 37 кБк/м² только за пределами 500 м радиуса от навала грунта.

Если же говорить о характеристике радиационной обстановки в последние годы подземных ядерных испытаний, то максимальные оценки доз на население, проживающее в прилегающих к Семипалатинскому полигону районах, не превышали в 1987 г. (когда было проведено 16 подземных взрывов) 1 мЗв [63]. В последующие годы уровни дополнительного облучения населения стали значительно меньше этой величины. Проблемы оценки влияния полученных и получаемых доз облучения на здоровье населения в настоящее время вышли за пределы научных дискуссий и переросли скорее в социальную плоскость.

Конечно, при экспериментальном исследовании новых ядерных технологий случались и нештатные ситуации. На отдельных и очень ограниченных участках территорий испытательных площадок «Опытное поле», «Дегелен», «Балапан», «Сары-Узень», в районе взрыва «Кротон-3» до сих пор отмечается радиоактивное загрязнение природной среды, превышающее фоновые значения. Подробные данные по та-

ким отдельным точкам на полигонах № 1 и № 2 и в местах проведения промышленных ядерных взрывов приведены в литературе [63–66].

Вместе с тем следует признать как установленный факт, что использование ядерно-взрывных технологий в народнохозяйственных целях не стало причиной серьезных радиологических проблем. Известно, что в отдельных районах их проведения местные политические силы и общественные движения до настоящего времени предпринимают попытки использовать сам факт проведения ядерных взрывов как инструмент для реализации своих целей. С научной точки зрения оснований для такого рода поведения или обоснованных надежд на успех у них нет.

Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний, принятый 50-й сессией Генеральной Ассамблеи ООН (10 сентября 1996 года) и открытый для подписания с 24 сентября 1996 года, фактически привел к сворачиванию всех исследований по применению взрывных ядерных технологий во всех сферах.

2.6. Последствия эксплуатации и утилизации кораблей и судов атомного военного флота

Созданный для сдерживания гигантской военной мощи США и НАТО в ходе противостояния в период холодной войны атомный морской флот СССР (всего было построено около 250 атомных подводных лодок различных классов и 4 атомных крейсера (рис. 2.6.1) — больше, чем во всех остальных странах мира, вместе взятых) оказался непосильной ношей для России не только с экономической точки зрения, но и нецелесообразным с военно-стратегической. Начался активный процесс сокращения вооружений.

Руководство страны, рассчитывая на действенную помощь и поддержку мирового сообщества, приняло беспрецедентное политическое решение на вывод из состава ВМФ АПЛ 1-го, 2-го и 3-го поколений и их утилизацию. Сегодня это решение, поддерживаемое мировым сообществом, трансформировалось в серьезную экологическую проблему глобального характера.

С середины 80-х годов XX века начался процесс массового снятия с эксплуатации и вывода из состава ВМФ России атомных подводных лодок. Темпы его составляли 15–20 АПЛ в год. В один из годов было выведено даже 29 лодок. Остро встала проблема их утилизации. Промышленность, созданная для строительства и поддержания эксплуатации АПЛ, оказалась неготовой решать вопросы утилизации. Не было ни соответствующей инфраструктуры, ни технологий, ни нормативной базы. Кроме того, не было должного понимания остроты проблемы и соответствующего финансирования. Совокупность этих причин позволяла утилизировать в среднем не более 3–4 АПЛ в год. Это привело к стремительному накоплению в пунктах отстоя АПЛ, подлежащих утилизации.

К концу 1998 года в отстое в ожидании утилизации находилось 138 выведенных из эксплуатации АПЛ, в том числе 124 АПЛ — с невыгруженными активными зонами. Из-за физического износа значительное число снятых с эксплуатации АПЛ потеряли герметичность цистерн главного балласта, что угрожало затоплением с риском возникновения радиационных и ядерных аварий (рис. 2.6.2).

Одновременно со строительством АПЛ для обеспечения их эксплуатации были построены четыре береговые технические базы (БТБ), предназначенные для обращения и временного хранения ОЯТ и РАО: 2 — на севере и 2 — на востоке страны. Хранилища и емкости БТБ оказались к этому моменту переполненными. В них скопилось отработавшее ядерное топливо в количестве, эквивалентном более 100 актив-

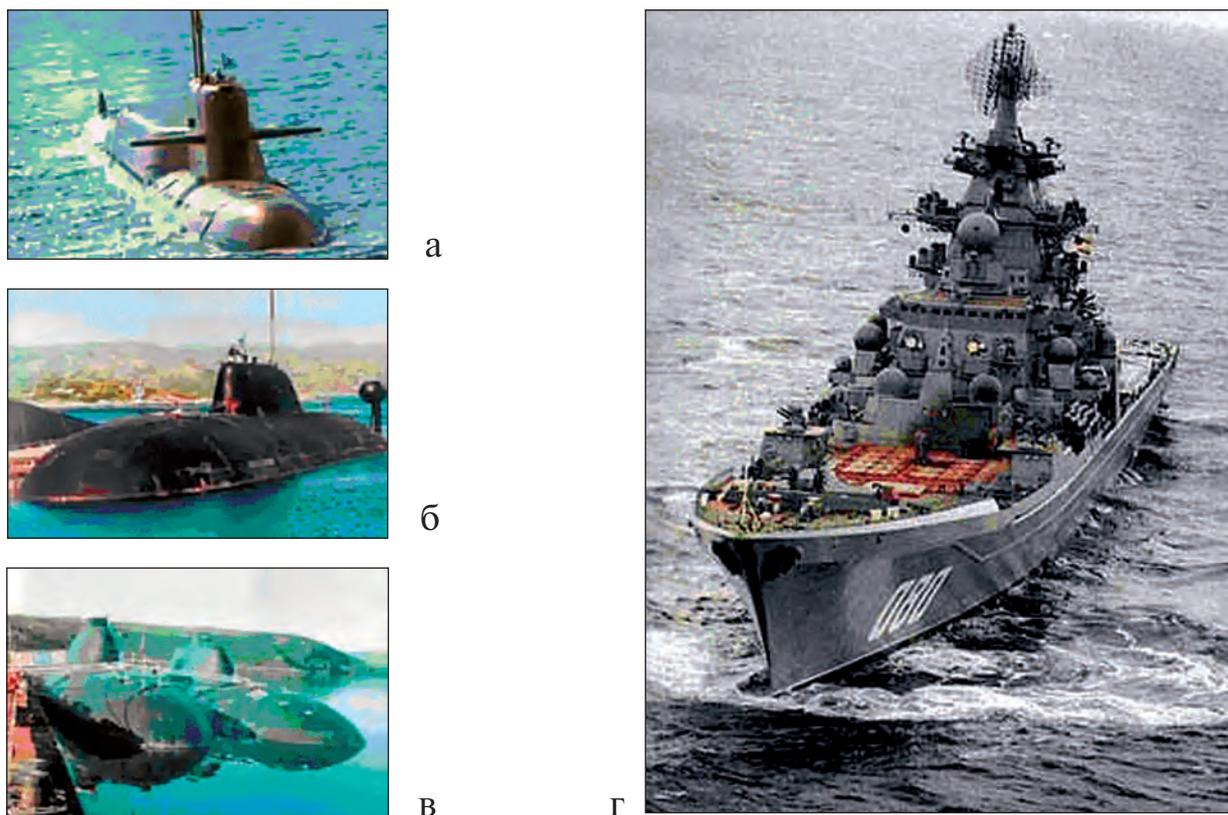


Рис. 2.6.1. Атомный морской флот СССР: а) АПЛ класса «Дельта- II»; б) многоцелевая АПЛ с ВВР ЯЭУ класса «Виктор III»; в) АПЛ класса «Альфа» с ЖМТ-реакторами; г) атомный крейсер «Петр Великий»



Рис. 2.6.2. Аварийные АПЛ Б-431 и Б-314 в бухте Павловского

ным зонам реакторов, десятки тысяч кубических метров твердых и жидких радиоактивных отходов. Инфраструктура БТБ оказалась разрушенной и ни в коей мере не отвечала ни технологическому назначению, ни условиям безопасности (рис. 2.6.3, 2.6.4).

Высокая вероятность возникновения аварий на АПЛ, выведенных из состава ВМФ и находящихся в отстое в ожидании утилизации, и на объектах береговых технических баз приобрела масштаб национальной угрозы.

Общая картина наличия ОЯТ и РАО на БТБ, а также их суммарная активность приведены в табл. 2.6.1.

Таблица 2.6.1

Обобщенные данные по накопленной на объектах утилизации активности в регионах

Регион	ОЯТ, Бк	ТРО, Бк	ЖРО, Бк
Мурманская область	$3 \cdot 10^{17}$	$2 \cdot 10^{16}$	$8 \cdot 10^{12}$
Архангельская область	$4 \cdot 10^{16}$	$9 \cdot 10^{14}$	$8 \cdot 10^{11}$
Σ Сев.-Зап. регион	$3,4 \cdot 10^{17}$	$2,1 \cdot 10^{16}$	$8,8 \cdot 10^{12}$
Приморье	$2 \cdot 10^{17}$	$7 \cdot 10^{15}$	$2 \cdot 10^{12}$
Камчатка	$5 \cdot 10^{16}$	$4 \cdot 10^{15}$	$2 \cdot 10^{12}$
Σ Дальневосточный регион	$2,5 \cdot 10^{16}$	$1,1 \cdot 10^{16}$	$4 \cdot 10^{12}$
ВСЕГО	$5,9 \cdot 10^{17}$	$0,3 \cdot 10^{17}$	$0,0001 \cdot 10^{17}$
Соотношение	94%	6%	< 0,01%

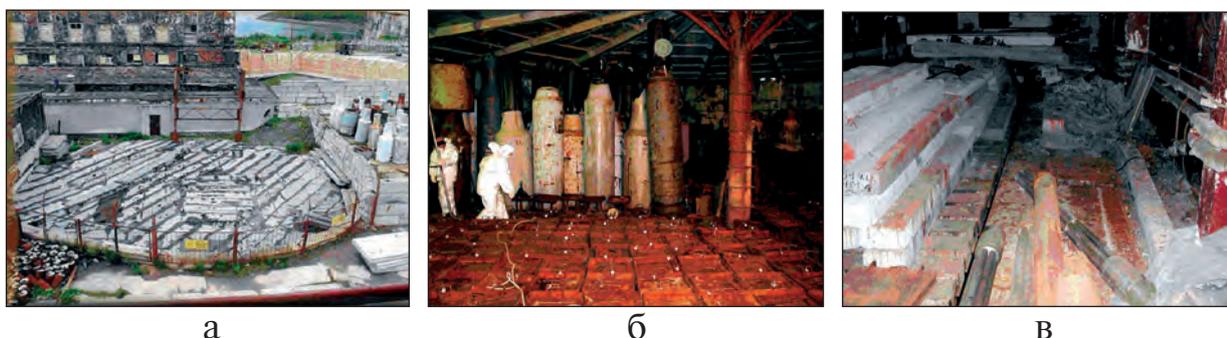


Рис. 2.6.3. Техническое состояние хранилища ОЯТ в бухте Андреева: а) внешний вид блока «сухого» хранения; б) блок «сухого» хранения; в) бывший блок «мокрого» хранения



Рис. 2.6.4. Состояние площадок хранения ТРО на БТБ: а) контейнеры для ТРО (губа Андреева); б) крупногабаритные ТРО (губа Андреева); в) крупногабаритные ТРО (пос Гремиха)

Суммарная активность сравнима с выбросом в окружающую среду в результате чернобыльской катастрофы.

До 1998 года решение всех проблем, связанных с утилизацией АПЛ, было возложено на Министерство обороны, что конечно же для него являлось несвойственной функцией.

Утилизация АПЛ коренным образом отличается от утилизации обычных вооружений. В силу того что в этом процессе присутствуют ядерные и радиоактивные материалы, появляется ряд важнейших специальных этапов утилизации, некоторые из которых могут быть окончательно завершены лишь через десятилетия.

Кроме того, процесс утилизации собственно лодок является лишь одним из элементов длинного, сложного и потенциально опасного процесса комплексной утилизации АПЛ, который включает в себя решение всех ядерно-экологических проблем на объектах, расположенных и на воде, и на суше и возникших в результате эксплуатации атомного флота. Это сами АПЛ и НК с ЯЭУ, это специальные суда атомного технологического обслуживания, содержащие ОЯТ и РАО, это объекты береговой инфраструктуры и, наконец, это зараженные территории, требующие реабилитации.

Масштабы проблемы утилизации АПЛ в России:

- общая активность ОЯТ АПЛ превышает 25 млн Ки;
- суммарный вес подлежащих утилизации радиоактивных конструкционных материалов превышает 150 тыс. т;
- общий вес подлежащего разделке металла АПЛ составляет около 1,5 млн.т;
- для вывоза ОЯТ на ПО «Маяк» необходимо выполнить более 100 рейсов спецсостава;
- необходимые расходы на утилизацию (без расходов на экологическую реабилитацию территорий) составляют около 4 млрд \$ США.

Вот почему в мае 1998 года появилось Постановление Правительства №518, которое совершенно точно отразило существующую ситуацию и определило государственным заказчиком-координатором работ по данной проблеме Министерство по атомной энергии.

Постановление № 518 обозначило основные цели, которые должны быть достигнуты в результате его выполнения. Для достижения этих целей необходимо было решить определенные задачи, без любой из которых решение проблемы в целом невозможно.

Конечные цели утилизации АПЛ:

- безопасная выгрузка ядерных материалов (ОЯТ) и вывоз их из региона на ПО «Маяк»;
- экологически безопасная (с изоляцией токсичных и иных вредных отходов) разделка концевых отсеков корпусов АПЛ с выделением РАО и приведением их в состояние, пригодное для окончательной надежной изоляции;
- формирование РБ (РО) с размещением в них большей части образовавшихся при разделке АПЛ ТРО и установка их на длительную выдержку в наземном ПДХ.

Эти задачи условно можно разбить на две группы: задачи, связанные собственно с утилизацией кораблей и судов, и задачи по реабилитации береговых баз.

Для решения поставленных задач и достижения поставленных целей Минатомом была разработана, согласована со всеми заинтересованными ведомствами и утверждена Концепция комплексной утилизации АПЛ и НК с ЯЭУ. После того как она была введена в действие и предписана к исполнению всем вовлеченным ведомствам поручением заместителя председателя Правительства, она стала основным программным документом в данной области.

На момент утверждения концепции самым критическим звеном во всей цепочке комплексной утилизации являлось наличие 128 АПЛ с невыгруженным ОЯТ, что представляло на тот момент наибольшую потенциальную опасность. Основным фактором, сдерживавшим выгрузку ОЯТ, являлась недостаточная мощность промышленной инфраструктуры, предназначенной для этой цели.

К началу 1998 года в России выгрузку ОЯТ из реакторов АПЛ могли проводить три плавучие технические базы ВМФ, других средств выгрузки ОЯТ не было.

Сооружения для временного хранения ОЯТ, выгружаемого из реакторов АПЛ, были полностью заполнены и/или находились в аварийном состоянии.

Вывоз ОЯТ на переработку осуществлялся одним эшелонам из 4-х специальных вагонов. За год было возможно выполнение не более 7 рейсов.

Для обеспечения ускорения темпов выгрузки ОЯТ было решено реализовать комплекс неотложных мер. В первую очередь было сделано следующее:

- проведен восстановительный ремонт и оформлены разрешения на продление работы трех плавучих технических баз проекта 326М, выслуживших установленные сроки эксплуатации;

- проведены текущие ремонты трех действующих плавучих баз проекта 2020, ремонты имеющихся комплектов перегрузочного оборудования типа ОК-300ПБ и дооснащение их вновь изготовленными узлами для обеспечения выгрузки ОЯТ из реакторов АПЛ 1 и 2 поколений;

- изготовлены два новых комплекта перегрузочного оборудования типа ОК-300ПБУ;

- реализованы схемы выгрузки ОЯТ из реакторов АПЛ с привлечением судов технологического обслуживания ОАО «Мурманское морское пароходство»;

- построены и введены в эксплуатацию два береговых комплекса выгрузки ОЯТ из реакторов АПЛ на заводах ФГУП МП «Звездочка» и ФГУП ДВЗ «Звезда».

Необходимо отметить, что береговые комплексы выгрузки ОЯТ, созданные за счет финансовой помощи США, не могли использоваться на полную мощность. Основная причина – не полная завершенность работ по сопутствующей инфраструктуре (была необходима реконструкция железнодорожных путей), высокая стоимость их эксплуатации, ограничения лимитов финансирования, выделяемого по Государственному оборонному заказу. Поэтому в основном эти комплексы использовались при утилизации АПЛ, выполняемой за счет международной помощи.

С целью обеспечения безопасного обращения и временного хранения ОЯТ была внедрена технология временного «сухого» контейнерного хранения ОЯТ.

Для этого:

- разработаны, изготовлены и подготовлены к эксплуатации 48 двухцелевых металлобетонных контейнеров типа ТУК-108/1 для хранения и транспортирования ОЯТ;

- изготовлена дополнительная партия из 25 контейнеров ТУК-108/1 за счет средств программы СТР (США);

- на ДВЗ «Звезда» и ФГУП МП «Звездочка» построены площадки временного хранения контейнеров с ОЯТ (по 60 контейнеров) за счет средств Программы СТР (США);

- на РТП «Атомфлот» сдана в эксплуатацию площадка перевалки контейнеров с ОЯТ за счет средств Программы АМЕС (США, Норвегия);

- разработан проект реконструкции здания №301 на ФГУП ПО «Маяк» в целях создания буферного хранилища на 154 контейнера с ОЯТ за счет средств Программы СТР (США);

– расширена площадка временного хранения контейнеров с ОЯТ на ФГУП «ДальРАО» (до 35 мест хранения).

Для обеспечения ускорения темпов вывоза ОЯТ на ФГУП ПО «Маяк» за счет средств Норвегии и США построены и введены в эксплуатацию два дополнительных эшелона из специальных вагонов для перевозки контейнеров с ОЯТ.

Выполненные мероприятия позволяют выгружать ОЯТ из реакторов около 20 АПЛ в год и обеспечивать безопасное обращение с этим топливом (рис. 2.6.5).

С учетом необходимости проведения плановых профилактических ремонтно-восстановительных работ на всех объектах и элементах инфраструктуры, задействованной в обращении с ОЯТ утилизируемых АПЛ, а также наиболее целесообразного распределения финансирования различных задач программы комплексной утилизации АПЛ, НК с ЯЭУ, судов АТО и экологической реабилитации радиационно опасных объектов, наиболее оптимальным был принят средний темп выгрузки ОЯТ из реакторов 15 АПЛ в год.

Комплекс предпринятых Минатомом России мер создал условия для завершения выгрузки и переработки ОЯТ из реакторов всех АПЛ, выведенных из боевого состава ВМФ, к 2012 году.



а



б



в



г

Рис. 2.6.5. Подготовка ОЯТ к отправке на ПО «Маяк»: а) выгрузка ОЯТ из хранилища; б) загрузка ОЯТ на спецтранспорт; в) перетарка ОЯТ в транспортные контейнеры; г) загрузка ОЯТ в эшелон

Утилизация АПЛ в идеале должна завершиться полной переработкой и приведением в безопасное состояние материалов, элементов конструкций и оборудования, содержащихся в лодке. Уже упоминалось, что из-за высокого уровня остаточной радиации реакторный отсек и реакторную установку не представляется возможным утилизировать в течение примерно 50–70 лет. Поэтому реакторные отсеки должны быть вырезаны из АПЛ, надежно изолированы от внешней среды и храниться все это время на специально оборудованных для этих целей площадках. Такую схему используют США (рис. 2.6.6.).

У нас таких площадок не было. Их сооружение — весьма дорогостоящее и требующее большого времени мероприятие. Поэтому концепцией предусмотрена промежуточная схема утилизации по трехотсечному варианту, когда из лодок вырезается не один реакторный отсек, а так называемый трехотсечный блок (РО + 2 соседних отсека), чтобы эта конструкция могла в плавающем состоянии храниться на воде до момента сооружения спецплощадок (рис. 2.6.7).



Рис. 2.6.6. Пункт длительного хранения реакторных отсеков АПЛ (США, Хенфорд, штат Вашингтон)

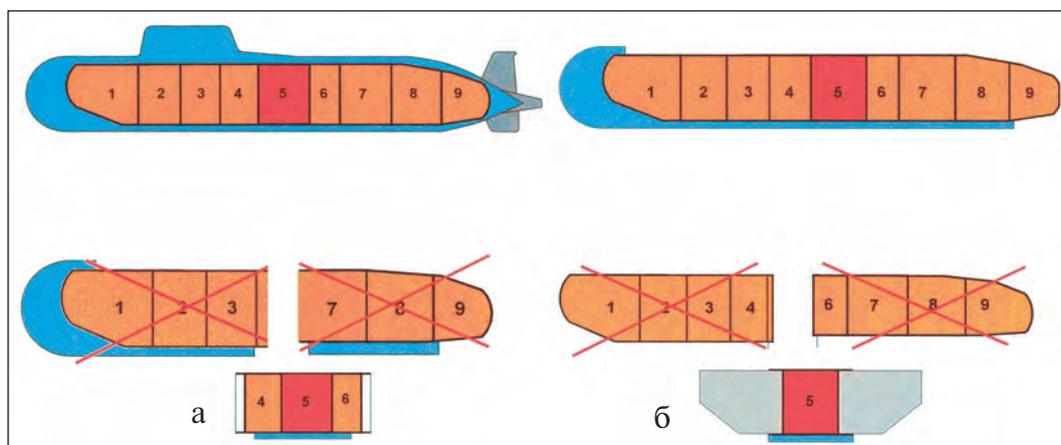


Рис. 2.6.7. Схемы разделки АПЛ с формированием: а) трехотсечного реакторного блока или б) реакторного отсека

За истекший период времени, в основном за счет международной помощи, выполнен ряд мероприятий по усовершенствованию промышленной инфраструктуры заводов, производящих утилизацию АПЛ (оснащение высокопроизводительным режущим оборудованием, создание участков по разделке кабельной продукции и т.п.), что позволило увеличить темпы формирования трехотсечных блоков и разделки оконечностей АПЛ. Динамика вывода из эксплуатации и утилизации АПЛ иллюстрируется данными рис. 2.6.8 и рис. 2.6.9.

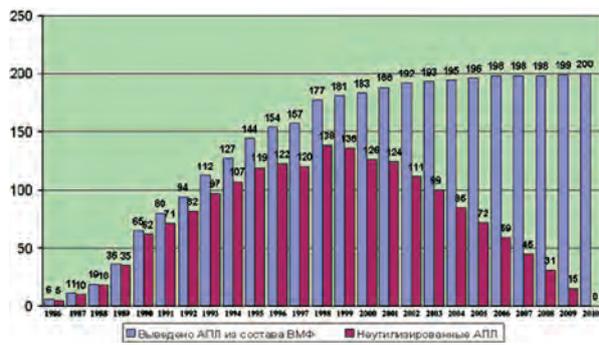


Рис. 2.6.8. Динамика вывода из эксплуатации АПЛ

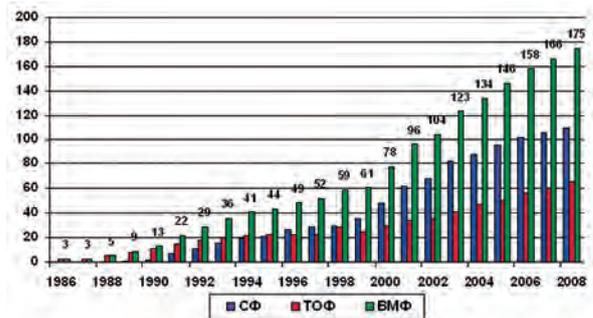


Рис. 2.6.9. Динамика утилизации АПЛ

На октябрь 2009 года утилизирована 181 АПЛ. Одновременно были выполнены проекты для создания береговых комплексов долговременного хранения реакторных отсеков: для Северного региона – в районе губы Сайда Мурманской области, а для восточного – в бухте Разбойник Приморского края. Сооружение первого объекта ведется за счет помощи Германии, а второго – пока за счет федерального бюджета. В губе Сайда введена в строй первая очередь объекта, на котором уже установлены на длительное хранение 33 реакторных отсека. Сооружение объекта продолжается.

Здесь следует упомянуть о двух АПЛ, имеющих на борту аварийные реакторные установки с невыгруженным ОЯТ. Из-за высокого уровня радиации традиционные схемы утилизации к ним неприменимы. В проекте площадки в бухте Разбойник предусматривается место для изоляции этих лодок целиком.

Из надводных кораблей с ЯЭУ выведены из состава ВМФ два атомных крейсера «Адмирал Ушаков» и «Лазарев». Для подготовки их утилизации разработана принципиальная технология утилизации, технические решения по обращению с ТРО, образующимися при выгрузке ОЯТ, транспортно-технологическая схема обращения с ОЯТ, ТЭО процесса утилизации, начата разработка проекта.

На Северном и Тихоокеанском флотах выведено из эксплуатации и подлежит утилизации 41 судно АТО.

К настоящему времени завершены работы по выгрузке ОЯТ из аварийных хранилищ ПТБ ПМ-80 и ПМ-32. Разработана типовая технология утилизации судов АТО. При утилизации судов АТО неминуемо образование значительного количества ТРО. В отсутствие на сегодняшний день инфраструктуры по безопасному обращению с ТРО, а также с целью снижения экологических рисков целесообразно проводить утилизацию судов АТО в три этапа. На первом этапе выполняются работы по конвертовке. Ранее конвертованные суда АТО передаются на хранение во ФГУП «Даль РАО» и ФГУП «СевРАО».

После создания и ввода в эксплуатацию региональных центров по обращению с ТРО производится окончательная утилизация судов АТО. Данные предложения оформлены соответствующим решением Минатома и ВМФ России.

Как уже было отмечено, к 1998 году на БТБ и судах АТО скопилось огромное количество жидких и твердых РАО. Увеличение темпов утилизации АПЛ с 1999 г. резко увеличивало эти количества. Потребовалось принять безотлагательные меры для нормализации обращения с РАО.

Для обращения с жидкими РАО:

- введены в эксплуатацию стационарные комплексы переработки жидких РАО на заводах ФГУП ДВЗ «Звезда» и ФГУП МП «Звездочка» за счет средств Программы STR (США);

- завершается модернизация установки для переработки жидких РАО на РТП «Атомфлот» за счет средств России, Норвегии и США;

- изготовлены и эксплуатируются 3 мобильных установки переработки ЖРО в Мурманской, Камчатской областях и в Приморском крае;

- на ФГУП ДВЗ «Звезда» введен в эксплуатацию плавучий комплекс переработки жидких РАО сложного состава (ПЗО «Ландыш»), построенный за счет средств Японии.

С введением в эксплуатацию перечисленных комплексов и установок все жидкие РАО, образующиеся при утилизации атомных кораблей и судов, перерабатываются и кондиционируются, общее количество ранее накопленных отходов также уменьшается.

Достигнутые темпы позволяют перерабатывать все образующиеся при утилизации АПЛ жидкие РАО и уменьшать объемы накопленных отходов на 2500–3000 м³ в год.

Для обращения с твердыми РАО:

- построены и введены в эксплуатацию на ФГУП ДВЗ «Звезда» и ФГУП МП «Звездочка» комплексы по переработке и хранению твердых РАО за счет средств Программы STR (США);

- введен в эксплуатацию центр по кондиционированию твердых РАО на ФГУП «10СРЗ» МО РФ за счет средств Программы АМЕС (США, Норвегия);

- разработана необходимая нормативно-техническая документация и реализована схема упаковки твердых РАО, образующихся в процессе утилизации АПЛ в формируемые реакторные отсеки.

Хотя реализация указанных мероприятий и позволяет исключить дальнейшее накопление ТРО, образующихся при утилизации АПЛ, вопросы обращения с твердыми радиоактивными отходами не потеряли свою остроту. Для перевода в безопасное состояние ТРО низкой и средней активности, накопленных на судоремонтных заводах, а также на бывших БТБ ВМФ, необходимо безотлагательное создание региональных центров по переработке, глубокому кондиционированию и длительному хранению кондиционированных отходов. Поэтому принято решение о сооружении третьей очереди объекта в губе Сайда – пункта кондиционирования и длительного хранения низко- и среднеактивных ТРО на 100 000 кубических метров.

В настоящее время четыре береговые технические базы (в бухте Андреева и в пункте Гремиха Мурманской области, в бухте Сысоева Приморского края и в бухте Крашенинникова Камчатской области) выведены из состава ВМФ.

В соответствии с распоряжением Правительства Российской Федерации Минатом России в 2000 году создал государственные унитарные предприятия: ФГУП «СевРАО» (г. Мурманск) и ФГУП «ДальРАО» (г. Владивосток), которые приняли от Северного и Тихоокеанского флотов береговые технические базы ВМФ для эксплуатации и реабилитации объектов хранения РАО и ОЯТ и очистки территории.

При разработке планов по экологической реабилитации объектов ФГУП «СевРАО» и ФГУП «ДальРАО» (бывшие БТБ ВМФ) были приняты во внимание следующие обстоятельства:

— объекты в б. Андреева и б. Крашенинникова к использованию по прямому назначению не планируются. На них должны выполняться только работы, связанные с удалением с их территорий ОЯТ, ТРО и ЖРО, реабилитацией (ликвидация или консервация) зданий и сооружений, рекультивацией (деактивацией) территорий;

— на объекте в п. Гремиха, кроме работ по его экологической реабилитации, необходимо восстановление и реконструкция инфраструктуры в обеспечение выгрузки и последующего временного хранения активных зон из реакторов АПЛ пр.705 и пр.705К (реакторы с жидкометаллическим теплоносителем);

— объект в б. Сысоева предполагается в обозримом будущем использовать для приема и переработки ТРО, а также при обращении с ОЯТ АПЛ, утилизируемых в Тихоокеанском регионе.

В настоящее время на ФГУП «СевРАО» и ФГУП «ДальРАО» проводятся работы по реабилитации радиационно опасных объектов. Учитывая реальное состояние их зданий и сооружений, в первоочередном порядке выполняются работы по восстановлению коммуникаций и созданию инфраструктуры в обеспечение безопасных условий работы персонала и предотвращению аварийных ситуаций.

Начата, хотя и в небольшом объеме, работа по реабилитации баз:

— проведено или близко к завершению детальное радиационное обследование территории объектов;

— введена в эксплуатацию накопительная площадка контейнерного хранения твердых отходов низкого уровня активности объемом 4500 м³;

— произведена фрагментация части крупногабаритных твердых РАО;

— начат сбор с открытых площадок, упаковка и помещение в хранилища твердых РАО.

В результате выполнения этих практических мероприятий удалось несколько улучшить радиационно-экологическую обстановку на указанных объектах.

Однако этого явно недостаточно для коренного улучшения ситуации. Необходимо отметить, что к настоящему времени количество ОЯТ, находящегося в аварийных хранилищах бывших БТБ ВМФ, соизмеримо с количеством ОЯТ, которое необходимо выгрузить из реакторов АПЛ, выведенных из боевого состава ВМФ. Но топливо на базах находится в гораздо худших условиях и представляет в настоящий момент большую опасность. Это требует ускорения работ по вывозу ОЯТ из их хранилищ бывших БТБ ВМФ, переработки и кондиционирования ТРО и ЖРО. Необходимость этих шагов обуславливается, кроме того, и следующими обстоятельствами. На сооружениях БТБ, особенно предназначенных для хранения ОЯТ и ТРО, практически отсутствуют локализующие барьеры безопасности, которые есть в АПЛ, предназначенных к утилизации (корпусные конструкции РУ, прочный корпус корабля или реакторного отсека). Объекты хранения ОЯТ и РАО на бывших БТБ наиболее уязвимы к потенциальным угрозам техногенного, природного или террористического характера.

В планах реабилитации бывших БТБ предусмотрено проведение:

— комплексного инженерно-радиационного исследования зданий и сооружений с целью последующего выбора оптимального и безопасного варианта их реабилитации;

— разработки и реализации транспортно-технологической схемы обращения с ОЯТ, хранящимся на объектах, обеспечивающей безопасное удаление его с территорий;

— создание необходимых технических средств и проведение практических работ по кондиционированию и подготовке к длительному хранению ТРО;

– завершающего этапа работ по экологической реабилитации зданий и сооружений объектов и рекультивации территорий.

Однако проведение крупномасштабных работ по экологической реабилитации бывших береговых технических баз, в результате которых неминуемо дополнительное образование значительных количеств жидких и, что особенно важно, твердых радиоактивных отходов сдерживается, как и в случае с судами АТО, в настоящее время отсутствием региональных центров по переработке, глубокому кондиционированию и хранению ТРО.

Наиболее оптимальным решением является создание региональных центров по переработке, глубокому кондиционированию и подготовке к последующему захоронению низко- и среднеактивных ТРО на территориях филиала №3 ФГУП «СевРАО» (г. Сайда) и основной территории ФГУП «ДальРАО». Создание таких центров позволит не только ускорить работы по экологической реабилитации бывших БТБ, но и принимать отходы, накопившиеся на территории судоремонтных заводов, а также проводить окончательную утилизацию судов АТО.

На сегодня можно констатировать, что среднегодовые темпы выгрузки ОЯТ и утилизации АПЛ возросли за это время в 3,5 раза. Это произошло благодаря правильно определенным целям, верной тактике работ и тесному взаимодействию всех вовлеченных ведомств.

Помимо этого, прекратилось накопление ТРО и ЖРО, началось постепенное сокращение их количеств, произведена выгрузка ОЯТ из трех аварийных судов АТО, начата утилизация четырех судов.

Вместе с тем проблема обращения с ОЯТ, хранящимся на береговых базах (а это более 100 зон реакторов), практически только начала по-настоящему решаться. В ближайшие годы акцент усилий будет направлен именно на решение этой задачи.

Финансирование всей этой деятельности ведется из двух основных источников: бюджет РФ и международная помощь. Картина финансирования с учетом международной помощи дана на графике рис. 2.6.10.

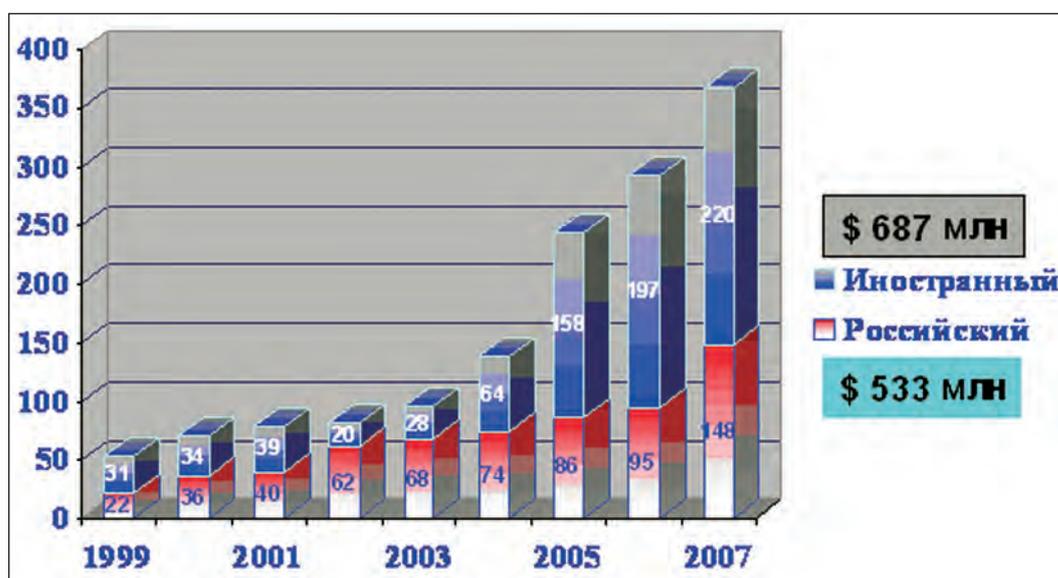


Рис. 2.6.10. Финансирование утилизации АПЛ из различных источников

Поскольку Российско-американская программа совместного уменьшения угрозы в этом направлении начала сокращаться, а новые источники еще не заработали в полную меру, в 2002 г. произошел некоторый спад международной помощи. Далее видна тенденция к нарастанию. Немало этому способствовала активность России в продвижении программы «Глобальное партнерство» — инициативы лидеров восьми ведущих государств мира, получившей название «Глобальное партнерство против распространения оружия, материалов и технологий создания оружия массового уничтожения и попадания их в руки террористов и сил, которые их поддерживают». Она была провозглашена на встрече «Большой восьмерки» в г. Кананскисе (Канада) в июне 2002 г. В заявлении лидеров «Большой восьмерки» по этому поводу были названы четыре главных направления сотрудничества, усилия на которых должны в наибольшей степени способствовать уменьшению вероятности попадания оружия массового уничтожения в руки террористов.

Эти направления относятся к:

- уничтожению запасов химического оружия;
- утилизации атомных подводных лодок;
- утилизации делящихся материалов;
- перепрофилированию и способствованию занятости специалистов-оружейников.

Усилия участников Глобального партнерства должны распространяться на весь мир, но в первую очередь — на Россию, поскольку именно здесь сосредоточена львиная доля проблем (как в количественном, так и в качественном смысле) по данным направлениям. Более того, президент России В.В. Путин еще более узко обозначил приоритеты с точки зрения России, назвав главными и первостепенными задачами уничтожение химического оружия и утилизацию выведенных из боевого состава многоцелевых атомных подводных лодок. Нерешенность именно этих проблем сегодня представляет наиболее серьезную угрозу с антитеррористической и экологической точек зрения.

Только за год после провозглашения Глобального партнерства было заключено и ратифицировано в Думе многостороннее соглашение МНЭПР, заключены межправительственные соглашения по утилизации АПЛ с Великобританией и Италией, межведомственные соглашения с Германией и Японией. За последующие годы к Глобальному партнерству присоединились полтора десятка стран, большинство с намерением оказать России помощь в утилизации АПЛ (даже Австралия и Южная Корея).

Кроме целого ряда российских ведомств, занятых в процессе утилизации АПЛ (Минатом, Минобороны, Минпром, Минтранс, Минэкономики, Минфин и т. д.), региональных властей (Мурманская, Архангельская, Камчатская, Челябинская области, Приморский край) появился еще ряд иностранных партнеров. Однако появление большого числа игроков на одной «поляне» принесло и новые трудности в координации этой деятельности.

Поэтому естественной стала постановка вопроса о разработке Стратегического мастер-плана комплексной утилизации АПЛ и реабилитации радиационно загрязненных территорий, чтобы не только руководители программы, но и все участники могли видеть проблему в целом, полную картину работ, их взаимосвязи, приоритеты и, соответственно, осознанно выделять необходимые ресурсы и контролировать их использование. Первоначально такой план был разработан для Северо-Западного региона по заказу Росатома и при финансовой поддержке Фонда природоохранного партнерства Северного измерения рядом российских организаций под научным руководством ИБРАЭ РАН.

Стратегический мастер-план должен:

- быть основой для выбора проектов по комплексной утилизации и экологической реабилитации радиационно опасных объектов, выводимых из состава ВМФ и атомного гражданского флота;
- быть основой для принятия стратегических решений Правительством Российской Федерации в области утилизации и реабилитации, обращения с ОЯТ и РАО;
- способствовать проведению странами-донорами оценок технико-экономической эффективности реализации проектов по утилизации, включая повышение уровня ядерной, радиационной и экологической безопасности, физической защиты;
- способствовать принятию взвешенных и обоснованных решений, с должным учетом соответствующих интересов Российской Федерации и стран-доноров;
- способствовать согласованности действий, контролю за их целенаправленностью и результатами всех этапов их выполнения.

Сегодня СМП – это общепризнанный современный эффективный инструмент реализации сложнейшей международной программы. Разработка аналогичного продукта для Дальневосточного региона и последующее их объединение позволит решить проблему комплексной утилизации и связанной с ней реабилитации, т. е. ликвидировать ядерное и радиационное наследие эксплуатации и вывода из эксплуатации атомного флота безопасно, в кратчайшие сроки и с минимумом затрат.

Список литературы к главе 2

1. Советский Атомный проект. Конец атомной монополии. Как это было. 2-е изд., исправл. и доп. Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2000. 215 с.
2. Александров А. П. Атомная энергетика и научно-технический прогресс. М.: Наука, 1978.
3. Богуненко Н.Н. Музруков В.Г. (Жизнь замеч. людей: Сер. биогр. Вып. 957). М.: Молодая гвардия, 2005. 399 с.
4. Доллежалъ Н.А. У истоков рукотворного мира. М.: Знание, 1989.
5. Фаин Б. Активная зона. М.: ИИФ «Скрипто», 1998. 256 с.
6. Крышев И.И., Рязанцев Е.П. Экологическая безопасность ядерно-энергетического комплекса России. М.: ИздАт, 2000.
7. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): Гигиенические нормативы. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999. 116 с.
8. Гуськова А.К. Атомная отрасль страны глазами врача. М.: изд-во «Реальное время», 2004. 240 с.
9. Радиационная медицина. Руководство для врачей. Под общей редакцией Л.А. Ильина. В 4-х томах. М.: ИздАт, 2004. 992 с.
10. Ильин Д.И. Миграция радиоактивных веществ из открытых водоемов. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. Озерск, 1956. 270 с.
11. Мокров Ю.Г. Реконструкция и прогноз радиоактивного загрязнения реки Теча. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. Озерск, 2005.
12. Круглов А.К. Как создавалась атомная промышленность в СССР. 2-е изд. испр. М.: ЦНИИАтоминформ, 1995. 380 с.
13. Протокол совещания о сокращении сбросов от 5 августа 1954 г. Архив ПО «Маяк», ф. 1, оп. 37, ед. хр. 58-1954.
14. Старик И.Е. (председатель комиссии). О мероприятиях по ликвидации сброса активных вод с завода «Б» и по снижению облучаемости на заводе. Докладная записка от 5 февраля 1952 г. Там же, оп. 13, ед. хр. 38.
15. Отчет о выполнении мероприятий по уменьшению сброса в реку и выполнению рекомендаций комиссии А.П. Александрова. 1952. Там же, ф. 1, оп. 20, ед. хр. 92.
16. Музруков В.Г. Письмо в адрес Б.Л. Ванникова от 5 июля 1949 г. Там же, оп. 14, ед. хр. 13.
17. Результаты обследования состояния жителей населенных пунктов Метлино, Теча-Брод и Асаново: Отчет Биофизической лаборатории ЦЗЛ. 1952. Там же, ф. 5, оп. 1, ед. хр. 63.
18. Влияние промышленных стоков завода им. Д.И. Менделеева, сбрасываемых в р. Теча, на санитарные условия жизни и здоровье населения прибрежных пунктов: Отчет Комбината № 817, Института гигиены труда АМН СССР, Института биофизики АМН СССР, 1952. Там же, ф. 11, оп. 30, ед. хр. 827.
19. Атомная отрасль России. М.: ИздАт, 1998.
20. Громов Б.В. Письмо в адрес Зверева А.Д. от 25 октября 1951 г. Архив ПО «Маяк», ф. 1, оп. 11, ед. хр. 2.

21. Марей А.Н., Сауров М.М., Рыжов А.И. и др. Изучение санитарно-гигиенической обстановки и здоровье населения в районе рек I, II, III, подвергшихся загрязнению радиоактивными отходами предприятия: Отчет экспедиции за 1955 г., выполненный совместно с Институтом гигиены труда АМН СССР, Институтом биофизики АМН СССР, Комбинатом № 817 и МСО-71. Архив Федерального управления «Медбиоэкстрем» Минздрава Российской Федерации, 1955.
22. Марей А.Н., Сауров М.М., Иванов В.А. и др. Санитарные последствия спуска сточных вод Базы 10 в реку Т: Отчет экспедиции за 1956 г., выполненный совместно с Институтом биофизики АМН СССР, Комбинатом № 817 и МСО-71. Там же, 1956.
23. Тимофеева-Ресовская Е.А., Агафонов Б.М., Тимофеев-Ресовский Н.В. О почвенно-биологической дезактивации воды: Сб. работ лаборатории биофизики. Вып. 13. Труды Института биологии АН СССР. Свердловск, 1960. С. 35–48.
24. Дощенко В.Н. Профилактика и диагностика лучевых заболеваний в период пуска и освоения атомных производств на ПО «Маяк»/Под. ред. Л.А. Булдакова. М.: ИздАт, 1995.
25. Решение совещания ГУХО по прекращению сбросов активных растворов на Комбинате № 817 от 3 июля 1954 г. Архив ПО «Маяк», ф. 1, оп. 37, ед. хр. 58.
26. Алексахин Р.М., Булдаков Л.А., Губанов В.А. и др. Крупные радиационные аварии: последствия и защитные меры. Под ред. Л.А. Ильина, В.А. Губанова. М.: ИздАт, 2001. С. 751.
27. Лысцов В.Н. Радиологические последствия трех аварий на Южном Урале: Международная конференция студентов и молодых ученых «Современная физика и экология». Москва, 27 апреля – 1 мая 1992 г.
28. Авраменко М.И., Аверин А.Н., Лобойко Б.Г. и др. Авария 1957 г. Оценка параметров взрыва и анализ радиоактивного загрязнения территории//Вопросы радиационной безопасности. 1997. № 3. С. 18–29.
29. Итоги изучения и опыт ликвидации последствий аварийного загрязнения территории продуктами деления урана. Под ред. А.И. Бурназяна. М.: Энергоатомиздат, 1990.
30. Название источника отсутствует.
31. Оценка радиоэкологической и радиобиологической обстановки на территории ВУРСа: Отчет о НИР. Научн. рук. Г.Н. Романов. Фонды ПО «Маяк», 1994.
32. Состояние природной среды на предприятиях Минатома России в 2000 г. М.: ВНИИХТ, 2001.
33. Ballinger M. Y. and Hall R. V. A History of Major Hanford Facilities and Processes Involving Radioactive Material. PNL-6964 HEDR. Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington 99352, March 1991.
34. Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes United Nations. New-York, 2000.
35. The Release of Radioactive Material from Hanford: 1944–1972. Environmental Health Programs Report. Hanford Health Information Network. 1999.
36. Napier B. A., Shipler D. B., Farris W. T. et. al. Environmental Modeling for the Hanford Environmental Dose Reconstruction Project//Assessing the Radiological Impact of Past Nuclear Activities and Events. Vienna, IAEA, 1994. IAEA-TECDOC-775. P. 63–77.
37. Containing the Cold War Mess. Restructuring the Environmental Management of the U.S. Nuclear Weapons Complex. By: Marc Fioravanti and Arjun Makhijani, Ph. D. October 1997.
38. Kershuw P. et al. A review of radioactivity in the Irish Sea Aquatic Environment Monitoring. Report № 32. MAFF, Lowestoft, 1992.
39. Jones S et al. Review of the Discharge History and Population Doses from Sellafield. Reprocessing Plant in Cumbria, United Kingdom/In: Environmental Impact of Radioactive Releases (Proc. Intern. Symp., Vienna, 08–12 May 1995, IAEA-SM-339, Paper 11), Vienna, 1995.
40. Heeb C. M. Radioactive Releases to the Atmosphere from Hanford Operations, 1944–1972. Battelle. Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington 99352, January 1994.
41. Кедровский О.Л. и др. Глубинное захоронение жидких радиоактивных отходов в пористые геологические формации//Атомная энергия. 1991. Т. 70, вып. 5.
42. Носухин А.В., Ревенко Ю.А. Результаты эксплуатации, обоснование безопасности захоронения жидких радиоактивных отходов и перспективы дальнейшего использования полигона «Северный» красноярского Горно-химического комбината: Сб. докладов II Международной радиоэкологической конференции. Красноярск, 1995. С. 60–66.
43. Рыбальченко А.И., Пименов М.К., Костин П.П. и др. Глубинное захоронение жидких радиоактивных отходов. М.: ИздАт, 1994. 256 с.
44. Заключение общественной эколого-технологической экспертизы полигона по захоронению жидких радиоактивных отходов «Северный» красноярского ГХК. Красноярск, РЦ ГХК, 1995. 180 с.
45. Таскаев А.И., Тестов Б.В. и др. Заключительный отчет по договору № 8. Сыктывкар: Институт биологии Коми филиала АН СССР, 1986.
46. Дровеников И.С., Романов С.В. Трофейный уран, или История одной командировки. В книге «История Советского атомного проекта. Документы, воспоминания, исследования». Под ред. В.П. Визгина. М.: «Янус-К», 1998. 392 с.
47. Ковда Г.А., Ласкорин Б.Н., Невский Б.В. Технология переработки урановых руд. Советская атомная наука и техника. М.: Атомиздат, 1967.
48. Приказ № 490 от 2 июня 2003 г. «Об утверждении заключения экспертной комиссии государственной экологической экспертизы рабочего проекта «Комплекс мероприятий по рекультивации (реабилитации) тер-

- ритории рудника № 1 (гора Бештау) в г. Лермонтове Ставропольского края». Министерство природных ресурсов РФ, Государственная служба охраны окружающей природной среды, 2003.
49. Приказ № 489 от 2 июня 2003 г. «Об утверждении заключения экспертной комиссии государственной экологической экспертизы рабочего проекта «Комплекс мероприятий по рекультивации (реабилитации) территории рудника № 2 (гора Бык) в г. Лермонтове Ставропольского края». Министерство природных ресурсов РФ, Государственная служба охраны окружающей природной среды, 2003.
 50. Приказ № 496 от 3 июня 2003 г. «Об утверждении заключения экспертной комиссии государственной экологической экспертизы материалов «Корректировка рабочего проекта перепрофилирования хвостохранилища ГМЗ ЛПО «Алмаз». Министерство природных ресурсов РФ, Государственная служба охраны окружающей природной среды, 2003.
 51. Анализ и прогноз радиационной обстановки в районе аварии на Сибирском химическом комбинате / В.А. Питкевич, В.М. Шершаков, В.В. Дуба // Радиация и риск. 1993. Вып. 3. Приложение 2. С. 3–48.
 52. Савкин М.Н., Титов А.В. Анализ радиационной обстановки на следе аварийного выброса радиохимического завода Сибирского химического комбината // Медицина катастроф. 1995. № 1–2. С. 76–84.
 53. Инцидент на Сибирском химическом комбинате в 1993 г. (Томск-7): причины, последствия и контрмеры / Л.А. Ильин, О.А. Кочетков, М.Н. Савкин и др. // МАГАТЭ, TECDOC 7955/RB. Вена: 1995.
 54. Отчет о результатах исследования загрязнения грунтовых и поверхностных вод в районе хранилищ отходов Кирово-Чепецкого химкомбината и золоотвалов ТЭЦ — 3 (III этап). — ГСПИ, 2001, Арх. № 585-0-ИГГ-93-1.
 55. Региональный доклад «О санитарно-эпидемиологической обстановке в Кировской области в 2007 году».
 56. По результатам комплексной оценки влияния хозяйственной деятельности ОАО «КЧХК» и прилегающей к нему площади водосбора на режим формирования качества и количества стоков. Отчет ООО «Геосервис», том 1, Киров, 2006.
 57. Разработка «Концепции реабилитации радиационно-загрязненных объектов на промплощадке «КЧХК» и обеспечение радиационной безопасности населения Кировской области». — Отчет ФГУ РНЦ «КИ». Инв. №240-18/62, 2007.
 58. Отчет об инженерно-геологических изысканиях и радиоэкологическом обследовании территории, примыкающей к хранилищам отходов ОАО «КЧХК». ГСПИ, 2002, Материалы КЧХК. Арх. № 588-0-ИГГ-5-1
 59. ТЭО мероприятий по хранилищам РАО на КЧХК. Раздел: Оценка воздействия на окружающую среду. ЗАО «О плюс К» — центр практической геоэкологии, 2001, Арх. № С-588-010-4.
 60. Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний был принят 50-й сессией Генеральной Ассамблеи ООН (10 сентября 1996 года) и открыт для подписания 24 сентября 1996 года.
 61. Испытания ядерного оружия и ядерные взрывы в мирных целях СССР. 1949–1990 гг. / Кол. авторов под рук. В.Н. Михайлова. — Саров, РФЯЦ–ВНИИЭФ, 1996. 68 с.
 62. Ядерные испытания СССР. Том 1–4. / Кол. авторов под рук. В.Н. Михайлова. Саров, РФЯЦ–ВНИИЭФ, 1997–2000.
 63. Современное радиоэкологическое состояние полигонов / Кол. авторов под рук. В.А. Логачева. М.: Изд.АТ, 2002. 639 с.
 64. Новоземельский полигон: обеспечение общей и радиационной безопасности ядерных испытаний / Кол. авторов под рук. В.А. Логачева. М.: Изд.АТ, 2000. 487 с.
 65. Семипалатинский полигон: обеспечение общей и радиационной безопасности ядерных испытаний / Кол. авторов под рук. В. А. Логачева. М.: 2-ая тип. ФУ «Медбиоэкстрем», 1997. 319 с. + илл.
 66. Мирные ядерные взрывы: обеспечение общей и радиационной безопасности при их проведении / Кол. авторов под рук. В.А. Логачева. М.: Изд.АТ, 2001. 519 с.
 67. Договор о запрещении испытаний ядерного оружия в атмосфере, космическом пространстве и под водой. Подписан 5 августа 1963 года в Москве. Сторонами договора являлись СССР, США и Великобритания. Договор вступил в силу 10 октября 1963 года и был открыт для подписания другими странами с 8 августа 1963 года в Москве, Вашингтоне и Лондоне.
 68. Бурназян А.И. Фантастическая реальность. Вестник Российской АН. Том 63. № 3. 1993. С. 248–257.
 69. Смит Г.Д. Атомная энергия для военных целей. Официальный отчет о разработке атомной бомбы под наблюдением правительства США. М.: Трансжелдориздат, 1946.
 70. Вялых В.Н., Дьяченко В.И., Исаев Н.В., Коноваленко Ю.В., Терехов Н.Ф. Ядерные испытания на Семипалатинском полигоне. Доклад на научной конференции в г. Барнауле. 1994. 11 с.
 71. Степанов Ю.С. Радиоактивные выпадения в районах, прилегающих к УП-2. М.: Фонды ГНЦ РФ ИБФ, 1961. 54 с.
 72. Кобзев А.Ф. и др. Характеристика радиационной обстановки в районах, прилегающих к месту испытания ядерного оружия, и состояния здоровья местного населения. Отчет о НИР. Фонды ГНЦ РФ ИБФ, 1960. 36 с.
 73. Енько А.В. и др. Отчет по измерениям следа радиоактивного облака осколков деления (на П-2 в 1949 г.). Учебный полигон №2 МВС СССР, 1949. 20 с.
 74. Временные общие санитарные нормы и правила по охране здоровья работающих с радиоактивными веществами. Утверждены А.И. Бурназяном и Е.П. Славским 10.02.1950.

ГЛАВА 3

Научные учреждения для решения задач мирного и военного использования ядерных технологий

Интенсивное развитие ядерных производств требовало столь же быстрого развития научных и конструкторских исследований в различных областях ядерной физики. Создание научно-исследовательских лабораторий и институтов, способных решать практические вопросы как в области военного использования атомной энергии, так и в сфере ее мирного применения, являлось неотложной задачей.

Первым научным центром, целью которого было координировать научные и практические работы по созданию отечественного атомного оружия, стала Лаборатория №2 АН СССР, созданная в 1943 г. и получившая в 1944 г. права академического института (ныне Российский научный центр «Курчатовский институт»). Скорейшее достижение поставленной цели было главенствующим над всеми другими проблемами и ограничениями, в том числе связанными с безопасностью.

Впоследствии был создан или переориентирован целый ряд научных учреждений, которые внесли значительный вклад в дело успешной реализации Атомного проекта, а также развития атомной энергетики и промышленности. Это Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара, Ведущий научно-исследовательский институт химической технологии, Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала, Государственный научный центр Российской Федерации «Физико-энергетический институт имени академика А.И. Лейпунского», Научно-исследовательский технологический институт имени А.П. Александрова, Государственный научный центр Российской Федерации «Научно-исследовательский институт атомных реакторов» и др. Практически у всех атомных научных центров алгоритм развития вплоть до середины 80-х годов был одинаков: новые идеи, новые лаборатории, новые установки, новые территории.

После аварии на Чернобыльской АЭС ситуация с безопасностью ядерных реакторов и ядерных установок была переоценена. Это же относится и к иным исследовательским установкам, ряд из которых был остановлен. В последующие два десятилетия процесс совершенствования работ по ряду направлений продолжался, но в еще более тяжелых условиях жесткого дефицита средств, полной неопределенности с долгосрочными планами и отсутствия структурных и инфраструктурных изменений в характере деятельности.

Как следствие исторических особенностей развития, происходило накопление обременительного ядерного наследия в виде:

- радиоактивно загрязненных зданий, помещений и территорий;
- остановленных, но не выведенных из эксплуатации ядерных установок;
- накопления больших объемов РАО при неудовлетворительных условиях их хранения;
- накопления ОЯТ с неопределенным будущим.

В особой ситуации оказались первые научные центры, расположенные в Москве и Санкт-Петербурге. Это Курчатовский институт, ВНИИ неорганических материалов

имени академика А.А. Бочвара, ВНИИ химической технологии и ряд других. Изначально размещенные на окраинах Москвы, в конце XX века они оказались окруженными жилыми кварталами. Это обстоятельство в совокупности с изменившимися условиями в жизни общества послужило причиной более раннего начала работ по ядерному наследию в ряде институтов, в том числе в РНЦ «Курчатовский институт» (2001 г.).

Несмотря на то что к настоящему времени определенные работы уже удалось успешно выполнить, спектр нерешенных задач ликвидации ядерного наследия остается весьма обширным.

География размещения таких объектов ядерного наследия широка: это Москва и Подмосковье, Санкт-Петербург и Ленинградская область, Нижний Новгород, Обнинск, Димитровград, Заречный Свердловской области и др. В табл. 3.1 перечислены исследовательские реакторы России, находящиеся в состоянии консервации или вывода из эксплуатации.

Таблица 3.1

Исследовательские реакторы России по состоянию на 1 января 2008 г.

Название исслед. реактора	Предприятие	Место размещения	Год физ. пуска	Состояние
КМ-1	НИТИ	г. Сосновый Бор	1977	Консервация
У-3	ЦНИИ	г. Санкт-Петербург	1964	
РБТ-10/1	ГНЦ РФ «НИИАР»	г. Димитровград	1982	Вывод из эксплуатации
АРБУС-АСТ1	ГНЦ РФ «НИИАР»	г. Димитровград	1963	
БР-10	ГНЦ РФ «ФЭИ»	г. Обнинск	1958	
АМ	ГНЦ РФ «ФЭИ»	г. Обнинск	1954	
27/ВМ	ГНЦ РФ «ФЭИ»	г. Обнинск	1956	
27/ВТ	ГНЦ РФ «ФЭИ»	г. Обнинск	1958	
ВВРЛ-02	НИИП	г. Лыткарино	1959	
ВВРЛ-03	НИИП	г. Лыткарино	1961	
ТВР	ГНЦ РФ «ИТЭФ»	г. Москва	1949	
ВАУ-6с	НИТИ	г. Сосновый Бор	1971	
МР	РНЦ «КИ»	г. Москва	1963	

Ниже остановимся более подробно на проблеме ядерного наследия на примере трех научных учреждений – ФЭИ, НИИАР и ВНИИХТ.

**3.1. Государственный научный центр Российской Федерации
«Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»**

Федеральное государственное унитарное предприятие «Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» является правопреемником Лаборатории «В», созданной в соответствии с Постановлением СНК СССР от 19 декабря 1945 г. № 3117–937сс. Постановлением Совета Министров СССР в августе 1960 г. лаборатория была переименована в Физико-энергетический институт (ФЭИ). В марте 1994 г. постановлением Правительства Российской Федерации институту присвоен статус Государственного научного центра Российской Федерации.

ФЭИ расположен в г. Обнинске Калужской обл., в 105 км от Москвы по Московско-Киевской железной дороге, на берегу р. Протвы (рис. 3.1.1 и 3.1.2).

Неоценимый вклад в развитие института внесли академик АН УССР А.И. Лейпунский, член-корреспондент АН СССР Д.И. Блохинцев и многие другие известные в стране и за рубежом ученые и специалисты.

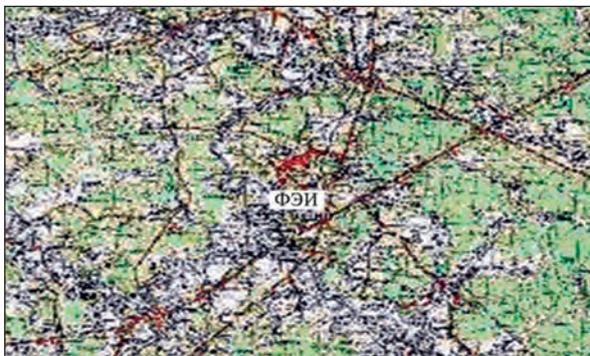


Рис. 3.1.1. Карта местоположения ФЭИ



Рис. 3.1.2. Главный корпус ФЭИ

В 1951 г. Лаборатории «В» было поручено сооружение в г. Обнинске атомной электростанции, создание которой впервые продемонстрировало возможность мирного использования атомной энергии.

Первая в мире АЭС была введена в эксплуатацию 27 июня 1954 г. (рис. 3.1.3, 3.1.4). 29 апреля 2002 г. после 48 лет безаварийной работы реактор первой атомной станции был остановлен и АЭС переведена в режим окончательного останова.

Первенец ядерной энергетики доказал полную безопасность нахождения АЭС в самой густонаселенной части России. АЭС была той экспериментальной базой, на которой отработывались модели атомных станций новых поколений.

В настоящее время ФЭИ является многопрофильной научной организацией, ведущей комплексные исследования физико-технических проблем в области использования атомной энергии.

Теоретические и экспериментальные работы проводятся в области ядерной физики, физики ядерных реакторов и радиационной защиты, теплофизики и гидравлики, коррозии конструкционных материалов, радиационного материаловедения, технологии ядерного топлива, технологии жидкометаллических теплоносителей, химии и радиохимии, радиоизотопной продукции технического и медицинского назначения и в ряде других разделов атомной науки и техники.



Рис. 3.1.3. Первая в мире АЭС



Рис. 3.1.4. Реакторный зал Первой АЭС

Для проведения этих исследований институт располагает высококвалифицированными кадрами и уникальной экспериментальной базой, включающей в себя исследовательские реакторы и критические стелды, комплекс ускорителей, стелдовые комплексы для проведения химико-технологических, теплофизических, материаловедческих исследований, горячую лабораторию. В разное время в ФЭИ в эксплуатации находились 7 исследовательских реакторов и 24 критических стелда (рис. 3.1.5 и 3.1.6).



Рис. 3.1.5. Крупнейший в мире стелд для моделирования реакторов на быстрых нейтронах (БФС-2)

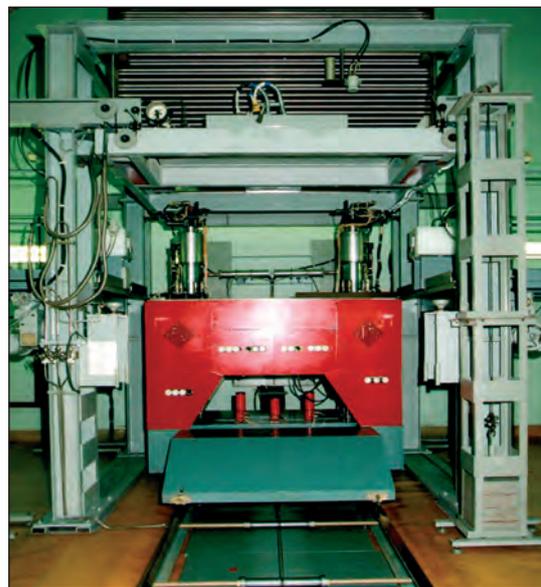


Рис. 3.1.6. Демонстрационный образец первой в мире ядерно-лазерной системы ОКУЯН (оптический квантовый усилитель с ядерной накачкой)

Многие разработки ФЭИ получили практическое воплощение. Среди них:

- быстрые реакторы БР-1, БР-2, БФС, БР-5, БР-10 в Обнинске, БОР-60 в Димитровграде, БН-350 в г. Актау (Казахстан), БН-600 на Белоярской АЭС (этот реактор имеет почти 30-летний опыт успешной работы);
- реакторы для подводных лодок со свинцово-висмутовым теплоносителем – наземные прототипы для проведения ресурсных испытаний и подготовки персонала;
- реакторы БУК для космических аппаратов «Космос»;
- реакторы ТОПАЗ для энергоустановок космических аппаратов, прошедшие успешные испытания на околоземных орбитах;
- под научным руководством ФЭИ и с его участием были созданы реакторы первой очереди Белоярской АЭС на Урале, передвижная АЭС ТЭС-3, Билибинская АТЭС на Чукотке, разработано около сотни других проектов ядерных энергоустановок различного назначения.

Ниже кратко приведены этапы пуска основных объектов института, связанных с использованием атомной энергии, и их состояние на сегодняшний день (табл. 3.1.1).

Экспериментальные установки различного назначения

Начало экспериментальных работ во вновь созданной Лаборатории «В» связано с сооружением первых реакторных стелдов и разработкой твэлов для реактора будущей первой в мире АЭС.

Этапы пуска основных объектов института и их текущее состояние

Объект	Этапы пуска производств	Текущее состояние
Первая АЭС	1951 г. – одобрено проектное задание на сооружение АЭС; 9 мая 1954 г. – физический пуск первой в мире АЭС с реактором АМ; 27 июня 1954 г. – энергетический пуск станции	Реактор остановлен 29 апреля 2002 г., в настоящее время эксплуатируется в режиме окончательного останова
Стенды-прототипы, опытные реакторы	1956 г. – введен в эксплуатацию стенд-прототип ЯЭУ АПЛ 27/ВМ; 1959 г. – введен в эксплуатацию стенд-прототип ЯЭУ АПЛ 27/ВТ; 1961 г. – введена в эксплуатацию опытно-демонстрационная АЭС ТЭС-3; 1964 г. – введен в эксплуатацию комплекс для испытания космических ЯЭУ «Топаз»; 1996 г. – введен в эксплуатацию стенд «Б» с импульсным исследовательским реактором «Барс-6»	Стенд 27/ВМ остановлен в 1986 г., выводится из эксплуатации; Стенд 27/ВТ остановлен в 1976 г., выводится из эксплуатации; ТЭС-3 выведена из эксплуатации. Комплекс законсервирован; Стенд «Б» эксплуатируется
Стенды и реакторы на быстрых нейтронах	1955 г. – введен в эксплуатацию критический стенд БР-1; Январь 1956 г. – физический пуск исследовательского реактора БР-2 мощностью 100 кВт с ртутным теплоносителем; 1960 г. – пущен в эксплуатацию быстрый реактор БР-5 с натриевым теплоносителем мощностью 5 МВт. С 1973 г. после модернизации мощность реактора увеличена до 8 МВт, и он получил название БР-10; 1961 г. – введен в эксплуатацию критический стенд БФС-1; 1969 г. – введен в эксплуатацию критический стенд БФС-2	Находится в режиме окончательного останова. Реактор остановлен в апреле 1957 г. 6 декабря 2002 г. реактор остановлен, в настоящее время эксплуатируется в режиме окончательного останова. Стенд эксплуатируется. Стенд эксплуатируется
Стенд для исследования ядерной безопасности	1962 г. – введен в эксплуатацию критический стенд РФ-ГС	Стенд выводится из эксплуатации
Испытательные стенды	1956 г. – завершено создание крупнейшей в СССР натриевой лаборатории (11 стендов); 1958 г. – введена в эксплуатацию горячая лаборатория с защищенными камерами для радиохимических и материаловедческих исследований облученных материалов; 1989 г. – выпущена опытная партия генераторов технеция-99М; начат серийный выпуск продукции для медицинских целей	

Первая АЭС

О первой АЭС уже сказано выше и будет подробнее написано в главе 4, здесь только отметим, что с первых же дней реактор атомной электростанции стал использоваться в основном как исследовательский. В настоящее время реактор находится в режиме окончательного останова.

Стенды-прототипы ядерных энергетических установок для АПЛ

Стенды-прототипы 27/ВМ (с водяным охлаждением) и 27/ВТ (с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем) представляли собой полномасштабные наземные прототипы ядерных энергетических установок атомных подводных лодок.

Стенды использовались для испытаний активных зон и оборудования ЯЭУ судовых объектов Военно-морского флота, исследования физических и теплотехнических характеристик реакторов и паропроизводящих установок в целом, а также как учебная база для подготовки специалистов атомных подводных лодок ВМФ.

Реакторная установка 27/ВМ

Основное оборудование установки располагалось в цилиндрическом контейнере (прочном корпусе), имитирующем три отсека АПЛ: реакторный, турбинный и, частично, электротехнический. В реакторном и турбинном отсеках располагались соответственно паропроизводящая и паротурбинная установки. В электротехническом отсеке были размещены генератор собственных нужд с распределительным щитом, аппаратура управления приводами механизмов и пульт управления ядерной энергетической установкой.

Контейнер имеет диаметр прочного корпуса 6,8 м и длину 30,6 м, при этом длина реакторного отсека равна 12,3 м. Реакторный отсек располагается в специальном помещении («мокром бассейне»), которое при эксплуатации ЯЭУ заполнялось технической водой. Полная масса контейнера с оборудованием составляет 1000 т, реакторная часть контейнера с оборудованием — 400 т. Вне контейнера располагались системы обеспечения ЯЭУ электроэнергией, паром, технической водой, дистиллятом, сжатыми газами, специальные системы вентиляции и канализации, а также хранилища ОТВС и транспортно-перегрузочное оборудование.

За время эксплуатации стенда 27/ВМ, в период с 1956 по 1986 г., общая наработка реактора составила 1130 эффективных суток. За это время в активной зоне реактора отработало около 1300 ТВС, отличающихся конструкцией, составом топливной композиции, конструкционными материалами. Все ОТВС были в разное время отправлены на хранение в центральное хранилище ОЯТ ФЭИ, значительная часть ОТВС отправлена на завод регенерации для переработки.

Реакторная установка 27/ВТ

Основное оборудование установки смонтировано в цилиндрическом контейнере, аналогичном контейнеру установки 27/ВМ.

Вне контейнера располагались системы инженерного обеспечения установки, а также хранилище (шахта), предназначенное для расхолаживания извлеченных из реактора отработавших выемных частей (ОВЧ), отделение разборки активных зон, печи для приготовления и регенерации сплава (Pb-Bi), монжюсы для слива сплава из первого контура и его хранения.

За время эксплуатации стенда 27/ВТ, в период с 1959 по 1976 г., общая наработка реактора составила 155,6 эффективных суток.

Отработавшие выемные части двух кампаний выгружены из реактора, их активные зоны разобраны в отделении разборки на отдельные твэлы, которые затем отправлены на хранение в центральное хранилище ОЯТ ФЭИ. Корпуса ОВЧ установлены в транспортные защитные контейнеры и размещены в специальном боксе здания для их длительного хранения.

Состояние стендов 27/ВМ и 27/ВТ в настоящее время

На стендах 27/ВМ и 27/ВТ проведен полный демонтаж оборудования и прочных корпусов турбинных и электротехнических отсеков. Корпуса реакторов с оставшимся в реакторном отсеке высокоактивным оборудованием укрыты защитными конструкциями, обеспечивающими полную безопасность содержания укрытого оборудования в течение 50–70 лет. На этом этапе вывода стендов из эксплуатации осуществляется содержание реакторных отсеков в защитных укрытиях под наблюдением до снижения дозовых нагрузок до приемлемого уровня.

Полный демонтаж и удаление реакторных отсеков и оборудования планируется на 2050 г. после разработки проекта вывода стендов из эксплуатации на завершающем этапе.

Опытно-демонстрационная АЭС ТЭС-3

АЭС ТЭС-3 мощностью 1500 кВт (эл.) была спроектирована и изготовлена на ленинградском Кировском заводе. Все основное оборудование размещалось на четырех самоходных гусеничных транспортерах, что позволяло ей, почти полностью изготовленной и собранной на заводе, перемещаться к месту назначения либо железнодорожным транспортом, либо своим ходом. Тепловыделяющие элементы активной зоны кольцевого типа были спроектированы в НИИ-9 (ВНИИНМ) и изготовлены на Машиностроительном заводе в городе Электростали.

ТЭС-3 успешно отработала демонстрационный цикл и после завершения программы работ в 1965 г. была остановлена, а в 1988 г. выведена из эксплуатации.

Реакторы на быстрых нейтронах

Важное место в исследованиях, проводимых в институте, отводилось реакторам на быстрых нейтронах, обеспечивающих наряду с производством энергии воспроизводство плутония.

Критический стенд БР-1

Первым из этой серии реакторов был реактор нулевой мощности (критический стенд) БР-1, созданный в целях экспериментальной проверки возможности осуществления расширенного воспроизводства плутония в быстрых реакторах, изучения нейтронно-физических характеристик различных реакторных материалов и отработки методик измерений нейтронно-физических характеристик вводимых энергетических реакторов.

Его активная зона была загружена твэлами с металлическим плутониевым топливом. Управление цепной реакцией деления в активной зоне стенда БР-1 осуществлялось с помощью подвижных частей бокового экрана. Максимальная паспортная мощность БР-1 составляла 50 Вт, запас реактивности – не более $0,3 \beta_{эф}$.

В 1990 г. критстенд был модернизирован: проведена замена твэлов с плутониевым металлическим топливом на твэлы с урановым металлическим топливом с обогаще-

нием 90% по урану-235 и замена аппаратуры СУЗ. С тех пор он использовался как метрологический аттестованный источник нейтронов и γ -лучей регулируемой интенсивности для метрологии средств регистрации тепловых нейтронов, испытаний разрабатываемых детекторных блоков и подвесок с ионизационными камерами для каналов контроля и аварийной защиты реакторов различного назначения, облучения разного рода объектов и отработки методик экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик исследовательских и энергетических реакторов с использованием как центрального экспериментального канала активной зоны, так и горизонтальных и вертикальных каналов двух тепловых графитовых колонн.

За 50-летний период эксплуатации системы обеспечения и оборудование здания морально и физически устарели и исчерпали ресурс эксплуатации. Задачи, под решение которых создавался критический стенд БР-1, решены. В этой связи реактор БР-1 остановлен и в настоящее время находится в стадии окончательного останова.

Исследовательский реактор БР-2

Реактор БР-2 мощностью 100 кВт с ртутным теплоносителем был спроектирован КБ ЦНИИ-58. В этой же организации было изготовлено основное оборудование реактора. Эксплуатация БР-2 экспериментально подтвердила осуществимость технических решений при создании реактора на быстрых нейтронах.

Измеренный коэффициент воспроизводства оказался равным 1,7. Одновременно была выяснена бесперспективность ртутного теплоносителя из-за его интенсивного коррозионного воздействия на конструкционные материалы. Кроме того, была выявлена низкая работоспособность твэлов с металлическим плутонием. Позже на месте БР-2 был сооружен исследовательский реактор БР-5.

Исследовательский реактор БР-10

Реактор БР-5, запущенный в 1959 г., дал возможность получить первые принципиальные данные по физике и технологии радиоактивного натрия, работоспособности твэлов и др. Эти данные были необходимы для разработки быстрых энергетических реакторов с натриевым охлаждением.

Реактор имел большое количество вертикальных и горизонтальных каналов, из них три горизонтальных канала предназначены для вывода пучков нейтронов за защиту реактора.

После модернизации с 1973 г. мощность реактора была увеличена до 8 МВт, и он получил название БР-10 (рис. 3.1.7). В 1983 г. после капитальной реконструкции и замены корпуса кардинально повышена безопасность реактора. Он использовался для изучения работоспособности топлива, исследований материалов, получения изотопов для биологических и медицинских целей, на нем проверялись и отрабатывались технические решения, направленные на повышение безопасности энергетических реакторов, проводились биомедицинские исследования. Этот реактор являлся аттестованным источником нейтронов для калибровки детекторов, образцов, измерительных устройств. В каналах быстрого реактора проводились внутриреакторные материаловедческие испытания.

Исследовательский реактор БР-10, выработав свой ресурс, 6 декабря 2002 г. был остановлен. В настоящее время он эксплуатируется в режиме окончательного останова, идет подготовка к выводу из эксплуатации. Активная зона реактора полностью разгружена от ОТВС. Сборки с нитридным топливом (UN) отмыты от натрия, проверены на герметичность оболочек твэлов и переданы в пункт хранения ОЯТ институ-



Рис. 3.1.7. Общий вид реактора БР-10

та. Натриевый теплоноситель очищен от ^{137}Cs с помощью сорбирующих ловушек и дренирован в сливной бак; осуществлена вакуумная отгонка остатков натрия из первого контура; проведена парогазовая, кислотная, водяная отмывка и вакуумная сушка первого контура; проведены работы по переводу Na и NaK в безопасное состояние методом твердофазного окисления и их очистки от ртути.

Критический стенд БФС-1

Стенд предназначен для экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик активных зон и экранов, внутриреакторных хранилищ и внутрикорпусных защит, полномасштабных моделей активных зон исследовательских и энергетических реакторов мощностью до 1000 МВт (тепл.), а также сборок простого состава.

На критическом стенде проведены экспериментальные исследования большого количества критсборок простого состава, материалы интегральных эксперимен-

тов использованы для проверки и корректировки нейтронных данных, применяемых в расчетах быстрых реакторов различных типов, а также полномасштабных моделей быстрых реакторов ИБР-2, БОР-60, БН-350, CEFR (для Китая), KALIMER (для Южной Кореи), быстрых реакторов-выжигателей трансактиноидов, быстрых реакторов со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителем, а также моделей легководных реакторов типа ВВЭР, захоронений высокообогащенного урана и плутония в геологических формациях, неполномасштабных моделей реакторов ГТ МГР.

Тип критической сборки – модели реакторов на быстрых нейтронах с натриевым или свинцовым теплоносителем, реакторов типа ВВЭР с имитацией воды блочками полиэтилена и/или уран-ториевым, и/или плутоний-ториевым топливом с обогащением от 5 до 70% по делящимся изотопам.

Критический стенд БФС-2

Стенд предназначен для экспериментальных исследований полномасштабных моделей активных зон, экранов, внутриреакторных хранилищ, внутрикорпусных защит быстрых реакторов большой мощности с теплоносителями различных типов. Тип критической сборки – полномасштабные модели энергетических реакторов большой мощности на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и оксидным и/или металлическим урановым, и/или плутоний-урановым, и/или уран- и/или плутоний-ториевым топливом с обогащением от 7 до 60%.

Стенд БФС-2 является крупнейшим в мире и единственным в России, на котором проводятся экспериментальные исследования по обоснованию нейтронно-физических характеристик реакторов для инновационных проектов XXI века до 3000 МВт (тепл.).

За время эксплуатации критического стенда БФС-2 проведены обширные экспериментальные исследования полномасштабных моделей активных зон, экранов, внутриреакторных хранилищ и внутрикорпусных защит быстрых энергетических реакторов с натриевым теплоносителем: различные варианты модели зоны БН-600, включая модель с гибридной зоной, модели перспективных активных зон реакторов БН-800 и БН-1600 с топливом различных видов, в том числе для трансмутации младших актиноидов; исследованы модели зон реактора БРЕСТ-300 со свинцовым теплоносителем.

Критический стенд РФ-ГС

В 1960 г. для лаборатории ядерной безопасности был построен в экспериментальном корпусе ядерной безопасности стенд РФ-ГС, на котором уже в 1962 г. начались интенсивные эксперименты по исследованию критических параметров на моделях радиохимических аппаратов различной конструкции и геометрии, в которых в качестве ядерных делящихся материалов (ЯДМ) использовались растворы уранилнитрата с различным обогащением по урану-235 и разными концентрациями урана в растворах.

Стенд РФ-ГС также предназначался для исследований критических параметров различного технологического оборудования, используемого в работе с ядерными материалами (растворы высокообогащенного уранилнитрата, порошки диоксида урана, брикеты, стержни с водородосодержащим замедлителем и т. п.) и экспериментальной проверке различных методик по ядерной безопасности. На стенде впервые проведены эксперименты по нейтронному взаимодействию подкритических аппаратов, имеющих суммарную критичность, в количестве от 2 до 64 аппаратов, результаты которых легли в основу создания хранилищ ЯДМ.

В состав стенда входили критическая сборка и система подготовки, переработки, хранения и использования растворов уранилнитрата. На аппарате исследовались критические сборки с различными активными зонами. Система использования рабочих растворов состояла из хранилища растворов, технологического оборудования для подготовки растворов, дистанционных дозирующих устройств для залива растворов уранилнитрата в активную зону критсборок и из системы откачки растворов в емкости хранилища.

Нормальную эксплуатацию стенда обеспечивали системы управления и защиты, радиационного контроля, аварийной сигнализации, электроснабжения, отопления и вентиляции, канализации, связи, сигнализации и т. д.

В 1966 и 1977 гг. на стенде РФ-ГС произошли ядерные аварии, в результате которых пострадал персонал критстенда и были выброшены радиоактивные вещества в помещение критической сборки и в смежные помещения. После проведения дезактивационных работ на стенде продолжались экспериментальные исследования.

В связи с завершением выполнения программы работ было принято «Техническое решение о выводе из эксплуатации критического ядерного стенда РФ-ГС». С 1 января 2004 г. эксперименты на аппарате прекращены, осуществлена подготовка документации по выводу его из эксплуатации. В настоящее время ведется вывод стенда из эксплуатации.

Высокотемпературные ядерные реакторы для космических аппаратов

В 1950-х гг. были начаты работы по созданию реакторной термоэлектрической энергоустановки БУК с малогабаритным реактором на быстрых нейтронах и находящим-

ся вне реактора термоэлектрическим генератором на полупроводниковых элементах. Установки БУК свыше трех десятилетий эксплуатировались на космических аппаратах серии «Космос».

В 1958 г. в институте начались широкие исследования в обоснование разработки и создания реактора-преобразователя с более перспективным термоэмиссионным принципом прямого преобразования энергии. Испытательный комплекс для наземной отработки космических ядерных энергетических установок (КЯЭУ) введен в эксплуатацию в 1965 г.

В период с 1970 по 1985 г. проведены сборка, предпусковые проверки, полномасштабные ресурсные испытания по штатной программе, имитирующей вывод на мощность и работу КЯЭУ на орбите, разборка, послереакторные исследования узлов и утилизация семи образцов КЯЭУ «Топаз» (рис. 3.1.8.). Две установки «Топаз» прошли успешные испытания в составе космических аппаратов «Космос» в качестве бортового источника электропитания.

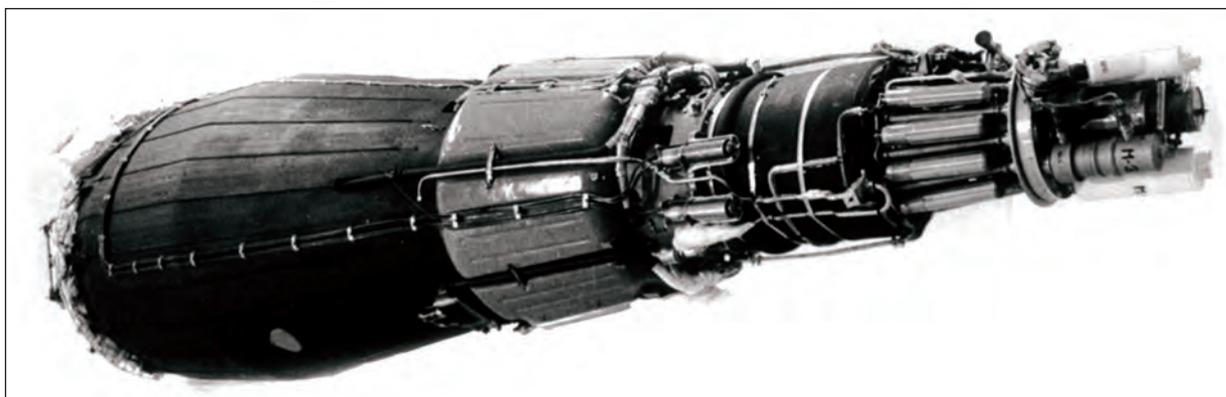


Рис. 3.1.8. КЯЭУ «Топаз»

В настоящее время установка законсервирована. Исследования в области малогабаритных реакторов и теневого радиационной защиты для них, решение проблем создания и подбора материалов эмиттерного и коллекторного узлов, изучение процессов эмиссии и диффузии электронов в цезиевой плазме, теплообмена и технологии жидкометаллического теплоносителя (сплав натрия—калия) обеспечили создание первого в мире термоэмиссионного реактора-преобразователя на промежуточных нейтронах «Топаз».

Горячая лаборатория

Значительное место в научных программах и разработках института уделяется исследованиям материалов, облученных интенсивными потоками нейтронов в реакторах разных типов, а также теоретическим и экспериментальным базисным исследованиям по радиационному материаловедению и физике твердого тела.

Для радиохимических и материаловедческих исследований облученных материалов имеется комплекс горячих камер и боксов (рис. 3.1.9). В них разделяются и изучаются опытные и штатные тепловыделяющие элементы, топливные сборки, ампулы, узлы и изделия, образцы материалов, поступивших с исследовательских реакторов (АМ, БР-10, МИР, БОР-60 и др.), с энергетических быстрых реакторов БН-350



Рис. 3.1.9. Работа в горячих камерах

и БН-600, с судовых ядерно-энергетических установок, электрогенерирующие каналы термоэмиссионных реакторов и др.

Исследуются также изменения микроструктуры, физические и механические свойства, закономерности распухания и формоизменения, накопление продуктов ядерных реакций, газовыделение из топлива, физико-химическое взаимодействие конструкционных материалов с теплоносителями и продуктами деления ядерного топлива.

В горячей лаборатории проводятся фундаментальные работы по радиохимическому исследованию ОЯТ, экспериментальная проверка и обоснование технологии регенерации ОЯТ различных композиций, разработка технологии выделения и глубокой очистки трансурановых элементов, изготовление пусковых нейтронных источников для реакторов БН-350 и БН-600, исследование топлива быстрых реакторов и отработка технологии регенерации.

Ускорительные установки

За шесть десятилетий своей деятельности Государственный научный центр Российской Федерации «Физико-энергетический институт имени академика А.И. Лейпунского» стал крупнейшей многопрофильной научной организацией. Одним из наиболее развитых направлений явилась ядерная физика низких энергий (реакторный диапазон – от долей килоэлектронвольта до 20 МэВ). Экспериментальную базу для этих исследований составляет комплекс из шести высоковольтных ускорителей, построенных в разные годы. Комплекс включает в себя два электростатических ускорителя ЭГ-1 и ЭГ-2.5, два каскадных генератора КГ-0.3 и КГ-2.5, а также перезарядные тандем-генераторы ЭГП-10 и ЭГП-15.

С использованием этих ускорителей выполнена огромная программа измерений всех важнейших характеристик взаимодействия нейтронов с ядрами делящихся и конструкционных материалов, продуктов деления и тяжелых теплоносителей, которые легли в основание системы ядерно-физических констант для обоснования и развития реакторов на быстрых нейтронах. Изучены сечения деления, выходы мгновенных и запаздывающих нейтронов, сечения неупругого рассеяния и радиационного захвата, многие другие характеристики, без точного знания которых выполнение программы разработки и создания отечественных быстрых реакторов, начиная от БР-1 и до БН-800, было бы невозможно.

Обращение с РАО

Для транспортировки, переработки и хранения радиоактивных отходов в ФЭИ действует комплекс по обращению с РАО, включающий в себя станцию спецводоочистки, установку цементированья жидких радиоактивных концентратов, установку прессования твердых РАО, пункт хранения радиоактивных отходов, коммуникации спецканализации, спецпрачечную, специальный автотранспорт для транспортировки ЖРО и ТРО.

ЖРО перерабатываются по схеме «накопительные емкости – усреднение – выпарка – доочистка конденсата на ионообменных фильтрах – сброс конденсата в промканализацию».

Сброс конденсата осуществляется из накопительной емкости после контроля его активности технологическим персоналом цеха и лабораторией отдела радиационной безопасности и охраны окружающей среды. Частично конденсат после ионообменных фильтров используется в оборотной системе водоснабжения для технологических нужд и дезактивации спецодежды. При переработке ЖРО общий их объем сокращается в 400 раз.

ТРО, поступающие на длительное хранение в пункт хранения РАО, сортируются по видам (горючие, негорючие, металлы) и размещаются в хранилищах без переработки. Из ТРО выделяется низкоактивная фракция, подлежащая переработке на установке прессования.

Хранение РАО осуществляется в соответствии с существующими правилами для каждого вида.

Исходя из типа и агрегатного состояния, РАО и ОЯТ поступают в хранилища ядерных материалов. Отработавшее ядерное топливо, твердые и жидкие радиоактивные отходы находятся в различных зданиях:

- В хранилище отработавших ядерных материалов – хранение отработавших активных зон исследовательских реакторов различного назначения (зд. 125).
- В цехе радиоактивных отходов – комплекс переработки РАО включает:
 - установки по переработке РАО;
 - хранилища твердых РАО общим объемом 35580 м³;
 - хранилища жидких радиоактивных концентратов проектным объемом 1350 м³.

При обращении с РАО используются устаревшие и энергоемкие технологии, разработанные в 1960-х гг. и практически не обновлявшиеся.

При эксплуатации исследовательских реакторов БР-2, БР-5, БР-10 образовались РАО щелочных металлов различного состава: натрий, сплав натрий–калий, натрий, содержащий ртуть. В настоящее время РАО щелочных металлов находятся в здании БИР в емкостях различной конфигурации. Ведется разработка техно-

логий по переводу РАО щелочных металлов в безопасное состояние для длительного хранения.

Жидкие РАО

За время эксплуатации установок в институте к 2009 г. накоплено около 1100 м³ жидких РАО суммарной активностью 622 ТБк. Их радионуклидный состав в основном определяется ¹³⁷Cs, а также ⁶⁰Co, ²³⁵U, ²³⁹Pu и др. ЖРО (негорючие концентраты после переработки спецстоков на станции спецводоочистки) хранятся в емкостях из нержавеющей стали объемом 125–300 м³, расположенных на глубине 7 м в железобетонных каньонах, облицованных на высоту 2 м нержавеющей сталью.

Ежегодный объем поступающих на захоронение ЖРО составляет около 5 м³. Пункты захоронения радиоактивных отходов расположены на промплощадке 2 на высоте 25 м от уровня воды р. Протвы, что исключает возможность их затопления. Эти пункты захоронения оборудованы сетью наблюдательных скважин (23 шт.) глубиной от 8 до 14 м и системой сигнализации, позволяющей в автоматическом режиме вести наблюдения за утечкой радионуклидов. Скважины находятся как непосредственно на территории пунктов захоронения, так и за их пределами в сторону понижения рельефа к р. Протве.

ЖРО представляют собой негорючий солевой раствор сложного радиохимического состава с содержанием солей до 500 г/л, плотностью 1,2 т/м³ и объемной активностью до 0,37 ГБк/л. Растворы содержат поверхностно-активные вещества, масла и другие органические компоненты, которые существенно влияют на процессы иммобилизации ЖРО в твердое состояние. Радионуклидный состав определяется в основном изотопами цезия, кобальта, урана, плутония.

В ходе длительного хранения высокосолевые ЖРО расслаиваются по высоте емкости. Выпадающие из раствора шламы сложного состава образуют трудноподвижные массы, требующие для транспортирования и дальнейшего цементирования дополнительного разбавления.

Оборудование по обращению с ЖРО эксплуатируется более 50 лет в условиях воздействия агрессивных сред (щелочь, кислота), что приводит к ускоренной коррозии конструкционных материалов. Срок эксплуатации конструкций из нержавеющей стали близок к критическому.

Длительный срок эксплуатации хранилищ и их территориальное размещение (близость реки и плотность населения) требуют незамедлительного решения вопросов по обеспечению дальнейшего хранения ЖРО.

Твердые РАО

ТРО в основном состоят из загрязненных радионуклидами обтирочного материала и спецодежды, конструкционных материалов, извлекаемых из реакторов и критстендов и т. п. Ежегодный объем поступающих на захоронение ТРО составляет порядка 200 м³. Суммарное количество ТРО, размещенных на площадке ФЭИ, составляет около 22 тыс. т (328 ТБк).

Пункты захоронения ТРО представляют собой подземные железобетонные емкости объемом до 200 м³ и глубиной до 6 м. После заполнения емкости гидроизолируются и обваловываются грунтом. Хранилища, созданные в 1993–1994 гг., снабжены металлическими укрытиями, предохраняющими их от попадания атмосферных осадков.

Региональное хранилище РАО

Региональное хранилище РАО (сооружение 227), созданное в 1955 г., расположено вне территории ФЭИ, в районе городских очистных сооружений. После заполнения емкостей хранилище в 1961 г. было законсервировано. В 2008 г. началась разработка проекта его вывода из эксплуатации.

Сооружение 227 эксплуатируется в режиме консервации. Доступ к РАО без специализированных технических средств исключен.

К 2005 г. проделана работа и получена информация о:

- техническом состоянии емкостей хранилища РАО;
- качественном радионуклидном составе РАО;
- диссипации радионуклидов водными потоками за пределы хранилища.

В хранилище находится примерно 2060 м³ (3,26 ТБк) ТРО. Общий объем хранилищ ТРО составляет 2600 м³.

Радионуклидный состав РАО в основном определяется изотопами ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr, ²³⁵U. Имеются отрывочные данные (паспорта) о составе РАО, однако полные данные о радионуклидном составе, точной величине активности, объеме отходов, захороненных в хранилище, отсутствуют.

На территории хранилища размещено четыре емкости для хранения ТРО и емкость для хранения ЖРО, а также 10 наблюдательных скважин глубиной 3,5–12 м для контроля за возможной утечкой радионуклидов.

В 1999 г. по данным контроля радиоактивности в наблюдательных скважинах была обнаружена утечка радионуклида ⁹⁰Sr, предположительно из емкости № 4.

В 1999–2001 гг. проведено частичное вскрытие, обследование емкостей и реконструкция хранилища.

При частичном вскрытии емкостей установлено, что одна из емкостей – *емкость № 4*, железобетонная объемом около 610 м³ – имела множественные повреждения гидроизоляции плит перекрытия и сквозное разрушение бетона боковой стенки на уровне дна площадью около 100 см². Большинство отсеков заполнено водой до уровня защитных плит (3 м).

Обследование, проведенное при реконструкции хранилища, показало, что радионуклиды из поврежденной емкости вышли за пределы санитарно-защитной зоны хранилища и локализовались в заболоченном участке рядом с хранилищем. Для нормализации радиационной обстановки после возникновения аварийной ситуации в районе сооружения 227 были выполнены следующие работы:

- емкости №№ 2, 3 и 5 гидроизолированы от паводковых вод;
- емкость № 4 гидроизолирована и укреплена дополнительным слоем бетона и герметика, противомиграционным барьером из трепела;
- проведена вертикальная планировка и общее благоустройство территории хранилища;
- установлен новый железобетонный забор по периметру сооружения;
- выполнена физическая защита территории сооружения 227.

Емкость № 5 для сбора ЖРО представляла собой емкость из железобетона рабочим объемом 330 м³, облицованную изнутри нержавеющей сталью. Диаметр емкости – 10,5 м, глубина – 4,1 м. Сверху емкость засыпана грунтом высотой 1 м, по внешнему диаметру выполнена обваловка высотой 1 м. Все ЖРО из емкости были вывезены и переработаны в цехе РАО в 2001 г.

Тем не менее при исследовании водных сред и почвы, проведенном в 2003–2004 гг., на территории хранилища обнаружено повышенное содержание радиоактивного стронция.

Радиационно опасное хранилище имеет одностороннюю защиту, что не отвечает современным требованиям нормативных документов для радиационно опасных пунктов захоронения РАО.

Обращение с ОЯТ

В результате 60-летней деятельности в ФЭИ накоплено более 14 т облученного ядерного топлива исследовательских реакторов, которое является нестандартным по составу топливных композиций (UO_2 , $U - Mo$, UC , UN , PuO_2 , $UO_2 - Al - Ni$, $U - Al - Si - Al - Zr$, $U - Be$, $U - Zr$, $U - Al - Si$, U_3O_8 , $U - Zr - Nb$, Th и др.) и имеет обогащение по ^{235}U от обедненного до 96%. Многие топливные композиции имеются в небольших количествах (до нескольких десятков килограмм).

Большую часть накопленного ОЯТ составляет топливо исследовательского реактора АМ с обогащением по ^{235}U до 10%. Среди ОЯТ имеется значительное количество ТВЭЛов, «разделанных в комплексе ГЛ», экспериментальных, а также дефектных ТВС и ТВЭЛов.

Для большей части ОЯТ отсутствуют технологии переработки, а также транспортно-технологические схемы подготовки его к вывозу.

В настоящее время основная часть ОЯТ выведенных и выводимых из эксплуатации исследовательских реакторов находится в пункте хранения ОЯТ ФЭИ, введенном в эксплуатацию в 1958 г. Это хранилище сухого типа и предназначено для временного хранения отработавших в исследовательских реакторах ТВС. Хранилище заполнено на 98%, что не позволяет обеспечить прием на временное хранение всего ОЯТ, еще остающегося в зданиях комплекса «ГЛ», без принятия мер по подготовке дополнительных мест хранения ОЯТ. Для обеспечения ядерной и радиационной безопасности необходимо в первую очередь вывезти накопленное ОЯТ в специализированные организации для его переработки или долговременного хранения.

Техническое состояние строительных конструкций, оборудования, систем, важных для безопасности, не в полной мере соответствует современным требованиям безопасности.

Таким образом, ядерное наследие Государственного научного центра Российской Федерации «Физико-энергетический институт имени академика А. И. Лейпунского» представляет собой классическую триаду. Это:

- остановленные, но не выведенные из эксплуатации ядерные установки;
- накопленные в хранилищах, построенных 50 лет тому назад, твердые и жидкие РАО;
- накопленное в пункте временного хранения отработавшее ядерное топливо.

В качестве положительного момента необходимо отметить отсутствие значимых загрязнений промышленной площадки и примыкающих территорий радиоактивными веществами.

3.2. Государственный научный центр Российской Федерации «Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

Созданное в начале 1960-х гг. предприятие для инженерных и научных исследований по различным проблемам атомной энергетики – в настоящее время ГНЦ Российской Федерации «Научно-исследовательский институт атомных реакторов» – представляет собой крупный научный центр, который включает в себя:

- экспериментальную базу из семи исследовательских реакторов;

- комплекс для материаловедческих исследований элементов активных зон ядерных реакторов, образцов облученных материалов и ядерного топлива;
- комплекс стендов, установок и технологических линий для проведения исследовательских работ в области ядерного топливного цикла;
- радиохимический комплекс для исследования свойств трансурановых элементов, радионуклидов высокой удельной активности, для разработки и выпуска источников ионизирующих излучений;
- комплекс по переработке и захоронению радиоактивных отходов.

В табл. 3.2.1 приведен перечень основных объектов предприятия и сроки их пуска.

Таблица 3.2.1

Ввод в действие и состояние основных установок НИИАР

Объект	Этапы пуска производств	Текущее состояние
Реактор СМ-2	Октябрь 1961 г. — сдан в эксплуатацию; 1992 г. — реконструирован	
Ядерная энергетическая установка АРБУС	1963 г. — сдана в эксплуатацию; 1978 г. — после реконструкции — АСТ-1	На консервации
Опытная энергетическая установка с реактором ВК-50	1965 г. — сдана в эксплуатацию	
Реактор МИР	Декабрь 1966 г. — сдан в эксплуатацию; 1976 г. — реконструирован	
Реактор БОР-60	Декабрь 1969 г. — сдан в эксплуатацию	
Реакторы РБТ	1975 г. — сдан в эксплуатацию РБТ-6; 1983 г. — сдан в эксплуатацию РБТ-10/1; 1984 г. — сдан в эксплуатацию РБТ-10/2	
Материаловедческий комплекс	Январь 1964 г. — сдана в эксплуатацию I очередь; 1989 г. — сдана в эксплуатацию II очередь	
Радиохимический комплекс	1977 г. — сдан в эксплуатацию; 1989 г. — реконструирован	
Глубокое хранилище жидких РАО «Опытно-промышленный полигон»	1966 г. — введен в эксплуатацию	
Центральное хранилище ОТВС	1971 г. — сдано в эксплуатацию	

НИИАР расположен на юге Ульяновской области в Мелекесском районе юго-западнее г. Димитровграда, практически на берегу Черемшанского залива Куйбышевского водохранилища р. Волги (рис. 3.2.1 и 3.2.2.).

Основные объекты НИИАР

Одним из первых крупных объектов, положивших основу создания НИИАР, явился реактор на промежуточных нейтронах СМ-2 с плотностью потока тепловых нейтронов $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, предназначенный для облучения материалов и топливных композиций, опытных твэлов и ТВС при высокой интенсивности нейтронных потоков, а также для накопления трансурановых элементов и радионуклидов с высокой удельной активностью.

Затем вступили в строй ядерная энергетическая установка АРБУС с органическим теплоносителем (после реконструкции в 1978 г. — АСТ-1), которая в настоящее время находится на консервации, и опытная энергетическая установка с реактором ВК-50 (водяной кипящий). В настоящее время она используется в качестве источника электроэнергии и тепла для теплоснабжения.

Пущенный в 1966 г. реактор МИР по совокупности экспериментальных возможностей является одним из наиболее крупных исследовательских реакторов в мире для отработки новых конструкций твэлов перспективных энергетических реакторов.

Реактор БОР-60 (быстрый опытный реактор) предназначен для решения физических и технических проблем энергетических реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

В институте эксплуатируются три исследовательских реактора РБТ (реактор бассейнового типа). Эти реакторы используются для облучения конструкционных образцов, определения изменений их свойств в процессе облучения, а также для накопления некоторых радионуклидов средней удельной активности и ядерного легирования монокристаллов кремния.

Материаловедческий комплекс института с радиационно-защитными камерами, предназначенными для неразрушающих исследований полномасштабных ТВС, обеспечивает проведение полного цикла исследований любых реакторных материалов в защитных камерах, многократное облучение в реакторах в заданных условиях по температуре, плотности потока и спектру нейтронов, а также проведение послереакторных исследований полномасштабных ТВС реакторов ВВЭР, РБМК и БН.

Радиохимический комплекс позволяет перерабатывать облученные мишени для получения трансплутониевых элементов, а также более легких радионуклидов с высокой удельной активностью; изучать их свойства; получать кондиционные радиоактивные препараты; изготавливать источники ионизирующих излучений для медицины и промышленности.



Рис. 3.2.1. Здание реактора СМ-2



Рис. 3.2.2. Карта расположения НИИАР

Опытно-исследовательский комплекс химико-технологического отделения – крупнейший в России и единственный в мире, где реализованы «сухой» пироэлектрохимический метод переработки ядерного топлива в солевых расплавах и автоматизированно управляемый технологический комплекс изготовления твэлов и ТВС энергетических реакторов из гранулированного топлива. Там же проводится разработка и обоснование способов трансмутации, утилизации и хранения младших актиноидов и радиоактивных отходов.

Опытный цех по переработке радиоактивных отходов осуществляет переработку и хранение твердых и жидких РАО и очистку газообразных выбросов, образующихся в процессе эксплуатации ядерных реакторов, материаловедческих и радиохимических лабораторий. Твердые и жидкие РАО локализируются в специальных хранилищах.

Обращение с ОЯТ и его хранение

Многолетняя работа исследовательских ядерных реакторов неизбежно привела к накоплению отработавшего ядерного топлива. Оно в основном хранится на промплощадке института в центральном хранилище ОТВС.

Центральное хранилище ОТВС расположено в отдельно стоящем здании 177 и предназначено для приема, перегрузки, длительного хранения и отправки на переработку ОТВС реакторных установок ВК-50, СМ-2, МИР, БОР-60, АСТ и пеналов с делящимися материалами, оставшимися после проведения материаловедческих исследований ТВС.

Центральное хранилище состоит из трех бассейнов, вспомогательного помещения и транспортного въезда. Бассейны заполнены дистиллированной водой и служат для хранения и перегрузки ОТВС; транспортный въезд – для приема железнодорожных вагонов и автотранспорта. Для снижения уровня активности бассейнов и радиационного фона в зд. 177 имеется установка очистки бассейновых вод, состоящая из перлитовых и ионообменных фильтров. Бассейны 1 и 2 представляют собой прямоугольные железобетонные емкости, облицованные изнутри листовой углеродистой сталью, покрытой эпоксидно-пенным составом по металлизированной алюминиием поверхности. Бассейн 3 является железобетонной емкостью, облицованной листовой углеродистой сталью и дополнительно – нержавеющей сталью.

Контроль за водно-химическим режимом воды бассейнов хранилища осуществляется с момента ввода здания в эксплуатацию. Радиоактивное загрязнение воды в бассейнах-хранилищах определяется в основном радионуклидами ^{137}Cs и ^{134}Cs . За время эксплуатации активность воды возросла почти на три порядка.

К началу 2009 г. в хранилище находились, а также были отправлены на переработку:

- **ОТВС исследовательского реактора АСТ** – 130 шт., из них 87 ОТВС имеют дефекты и требуют пеналирования; 43 ОТВС вывезены на переработку на ПО «Маяк»;
- **ОТВС исследовательского реактора БОР-60 с уран-плутониевым топливом** – 336 шт. Для этих ОТВС технология переработки и транспортировки в настоящий момент отсутствует;
- **ОТВС исследовательского реактора БОР-60 с UO_2 -топливом** – 649 шт. Несмотря на то, что существует возможность переработки этих ОТВС, оборудование для их транспортировки не изготовлено. Многие из сборок содержат негерметичные твэлы;
- **ОТВС исследовательского реактора БОР-60 (экранные пакеты)** – 184 шт., с природным или обедненным ураном;

- **ОТВС реакторной установки ВК-50** с UO_2 -топливом – 540 шт., с обогащением от 2 до 3%. 198 шт. ОТВС вывезено на переработку на ПО «Маяк»;
- **ОТВС исследовательского реактора СМ** с UO_2 -топливом – 656 шт. Данный вид топлива перерабатывается на ПО «Маяк», имеется также технология их транспортировки. 2070 шт. ОТВС вывезено на переработку на ПО «Маяк»;
- **ОТВС исследовательского реактора МИР** – 1509 шт., из них 644 шт. – с уран-алюминиевым топливом и 865 шт. – с окисным топливом. Оба вида топлива можно перерабатывать на ПО «Маяк». Технология транспортировки также имеется. 1352 шт. ОТВС вывезено на переработку на ПО «Маяк»;
- **пеналы с делящимися материалами** – 325 шт. В этих пеналах с обрезками ОТВС после материаловедческих исследований находится около 800 образцов. На ПО «Маяк» существует возможность переработки пеналов.

Согласно первоначальному проекту, центральное хранилище являлось временным хранилищем ОЯТ перед отправкой его на перерабатывающий завод, а один из бассейнов-хранилищ предусматривался как резервный для обеспечения возможности перегрузки в него ОТВС из другого бассейна-хранилища при разгерметизации последнего. Из-за недостаточного финансирования вывоза ОТВС на переработку оба бассейна-хранилища заполнены на 90%.

За период эксплуатации центрального хранилища эпоксидно-пенное покрытие стенок и дна бассейнов частично разрушилось, что, в свою очередь, привело к:

- резкому снижению прозрачности воды из-за образования взвесей и отложений, что сильно затрудняет проведение транспортно-технологических операций с ОТВС;
- коррозии углеродистой стали облицовки, что может привести к разгерметизации бассейна и, соответственно, к радиационной аварии;
- загрязнению сверх нормы поверхностей ОТВС, что требует дополнительной дезактивации сборок при их отправке на переработку;
- снижению эффективности системы очистки бассейновых вод.

Кроме того, размещение на длительный срок в одном бассейне-хранилище ОТВС с различными материалами оболочек ускоряет разрушение материала оболочки твэла за счет электрохимической коррозии.

Обращение с РАО

Комплекс по обращению с радиоактивными отходами осуществляет переработку и хранение твердых и жидких РАО и очистку газоаэрозольных выбросов, образующихся в процессе эксплуатации ядерных реакторов, материаловедческой и радиохимической лабораторий.

В зависимости от вида РАО используются разные способы обращения с ними.

Жидкие РАО разделяются по их удельной активности на высоко-, средне- и низкоактивные с соответствующими способами их переработки и хранения.

ВАО и САО, образующиеся в процессе работы реакторных установок и исследовательских лабораторий, поступают в комплекс по обращению с радиоактивными отходами, где после соответствующей переработки локализуются в хранилищах ЖРО емкостного типа, расположенных в отдельных зданиях на территории промплощадки. Сведения о поступлении и содержании радиоактивных веществ и отходов в хранилищах представлены в табл. 3.2.2.

Таблица 3.2.2

**Объемы и активность радиоактивных отходов, накопленных
в хранилищах комплекса по обращению с РАО**

Наименование хранилища	Поступило на хранение в 2007 г.		Поступило на хранение в 2008 г.		Находится на хранении	
	м ³	ТБк	м ³	ТБк	м ³	ПБк
Глубокое хранилище жидких РАО «Опытно-промышленный полигон»	49 318	19,4	46 376	14,8	2 985 387	4,8
Хранилище жидких ВАО	57,35	11,47	22,4	4,073	2933,75	1,594
Хранилище твердых ВАО	106,5	42 500	74,625	11 800	2194,9	12,82
Хранилище твердых НАО	652	0,61	752	0,53	377 857	0,0047

Хранилища ЖРО высокой и средней активности

Хранилища ЖРО, расположенные в зданиях 135 (эксплуатируется с 1962 г.) и 135А (эксплуатируется с 1969 г.), предназначены для долговременного хранения ЖРО среднего и высокого уровня активности, в т. ч. радиоактивных пульп и кубовых остатков.

Хранилище высокоактивных жидких РАО в здании 135 имеет проектный объем 2700 м³, фактически заполнено по состоянию на 1 января 2009 г. 704,75 м³. Суммарная активность хранимых ЖРО – 0,221 ПБк. В здании 135А в хранилище для среднеактивных жидких РАО с проектным объемом 11 400 м³ фактически находится 2229 м³. Суммарная активность ЖРО – 1,372 ПБк.

Дата окончательного останова эксплуатации хранилищ не определена. Необходимо их комплексное обследование и оценка возможности продления ресурса (по проекту – 30 лет, в проекте отсутствует раздел консервации и вывода из эксплуатации пунктов хранения). Хранилища ЖРО требуют в соответствии с действующими нормативами модернизации, направленной на повышение радиационной безопасности, поскольку:

- ряд емкостей не имеет системы контроля протечек (отсутствует возможность поиска мест протечек из емкостей и проведения ремонта);
- емкости не оборудованы трубопроводами перекачки в резервную емкость;
- отсутствуют устройства для диспергирования и удаления шлама (осадка) и отложений из ряда емкостей.

Для продолжения нормального функционирования хранилищ требуется также устранить ряд проблем, связанных с длительной эксплуатацией основного и вспомогательного оборудования:

- большую часть запорной арматуры необходимо перевести на дистанционное управление из-за повышенного радиоактивного загрязнения рабочих помещений и оборудования;
- произвести демонтаж и дезактивацию вышедших из строя насосов для перекачки ЖРО и смонтировать вместо них дополнительные монжусы для обеспечения воз-

возможности перекачки отходов с большей производительностью в случае возникновения аварийных ситуаций.

Для перевода хранилищ ЖРО в безопасное состояние необходимо разработать и реализовать технологию освобождения емкостей хранилищ от ЖРО методом их изоляции в глубокое хранилище жидких РАО «Опытно-промышленный полигон», создать установки извлечения пульпы из емкостей хранилищ, извлечь и переработать (перевести в отвержденное состояние) пульпы и кубовые остатки, разработать техническое задание на проектирование и проект вывода емкостей из эксплуатации.

Способ подготовки и захоронения пульпы в глубокое хранилище жидких РАО разработан, экспериментально обоснован и опробован в технологическом эксперименте при закачке пульпы из емкости В-83/2 через нагнетательную скважину Н-4 в подземное хранилище «Опытно-промышленный полигон» [1–3].

Подготовка пульпы включает ее обработку 10%-ным раствором азотной кислоты; отделение жидкой фазы от нерастворившейся части пульпы; нейтрализацию кислого раствора 10%-ным раствором гидроксида натрия; гидродинамическое воздействие на нейтрализованный раствор непосредственно после операции нейтрализации и во время закачки в скважину.

Первые две технологические операции являются процессом предварительной подготовки пульпы к закачке, а две последующие выполняются непосредственно во время закачки. В отношении кубовых остатков первые две операции исключаются из технологического процесса, поскольку являются ЖРО гомогенного типа.

Возможны два варианта отделения жидкой фазы от нерастворившейся части пульпы. Первый состоит в выдержке гетерогенной системы после кислотной обработки и откачке осветленного раствора (далее – кислый декантат), второй – в фильтровании через механический фильтр или фильтрующий слой дренажной системы емкости, в которой осуществляется кислотная обработка пульпы.

В основе способа захоронения лежат физико-химические явления, происходящие в процессе нейтрализационной коагуляции, характеризующейся двумя стадиями. На первой происходит образование молекул труднорастворимых веществ в результате гидролиза. На второй – кристаллизация, образование частиц осадка и последующее выделение этих частиц из раствора с образованием седиментационно неустойчивой системы – суспензии. Первая стадия протекает быстро, а вторая требует для своего завершения достаточно большого промежутка времени.

В процессе образования осадка частицы суспензии укрупняются, неизбежно проходят стадию коллоидного состояния. Длительность этих процессов и их конечный результат в решающей мере зависят от условий кристаллизации образующихся труднорастворимых веществ. Факторами, определяющими течение процессов коагуляции и осаждения, являются температура, минерализация, величина рН и гидродинамика жидкости.

Наибольшее влияние на кристаллизацию и формирование осадка оказывает гидродинамический фактор (скорость перемешивания, конфигурация аппарата и т. д.). Так, перемешивание жидкости способствует более быстрому распределению реагентов в объеме, ускорению химических реакций, более частым столкновениям образующихся коллоидных частиц. При равномерном и медленном перемешивании воды создаются оптимальные условия для соединения мелких кристаллов в крупные и, наоборот, при высоких скоростях образуются мелкие, трудноосаждаемые частицы, т. к. структура образующихся в первый момент осадков непрочна и чувствительна к механическому воздействию.

На практике такие условия можно реализовать изменениями существующей технологической схемы закачки ЖРО. Экспериментально доказано, что функцию диспергатора суспензии может выполнять существующий высоконапорный центробежный насос, обеспечивающий необходимую интенсивность перемешивания.

На основании проведенных исследований была разработана принципиальная технологическая схема подготовки и закачки пульпы и кубовых остатков в глубокое хранилище жидких РАО, которая приведена на рис. 3.2.3.

Глубокое хранилище жидких РАО «Опытно-промышленный полигон»

Значительные количества ЖРО низкого и среднего уровня активности захораниваются на «Опытно-промышленном полигоне», размещенном непосредственно на территории промзоны вблизи комплекса по обращению с радиоактивными отходами, в котором осуществляется подготовка отходов к захоронению. Схема полигона с границами горного отвода и санитарно-защитной зоны показана на рис. 3.2.4.

Глубокое хранилище жидких РАО «Опытно-промышленный полигон» представляет собой комплекс подземных и наземных сооружений, предназначенных для подготовки и захоронения ЖРО в глубоководные геологические формации.

Жидкие радиоактивные и химические отходы закачиваются в два водоносных комплекса, содержащих рассолы, один из которых приурочен к отложениям яснополянского надгоризонта нижнего карбона (III водоносный комплекс), другой – к окскобашкирским отложениям нижнего и среднего карбона (IV водоносный комплекс). Водоносные комплексы приурочены к зоне весьма затрудненного (застойного) режима водообмена со скоростью движения подземных вод до 1 м в год.

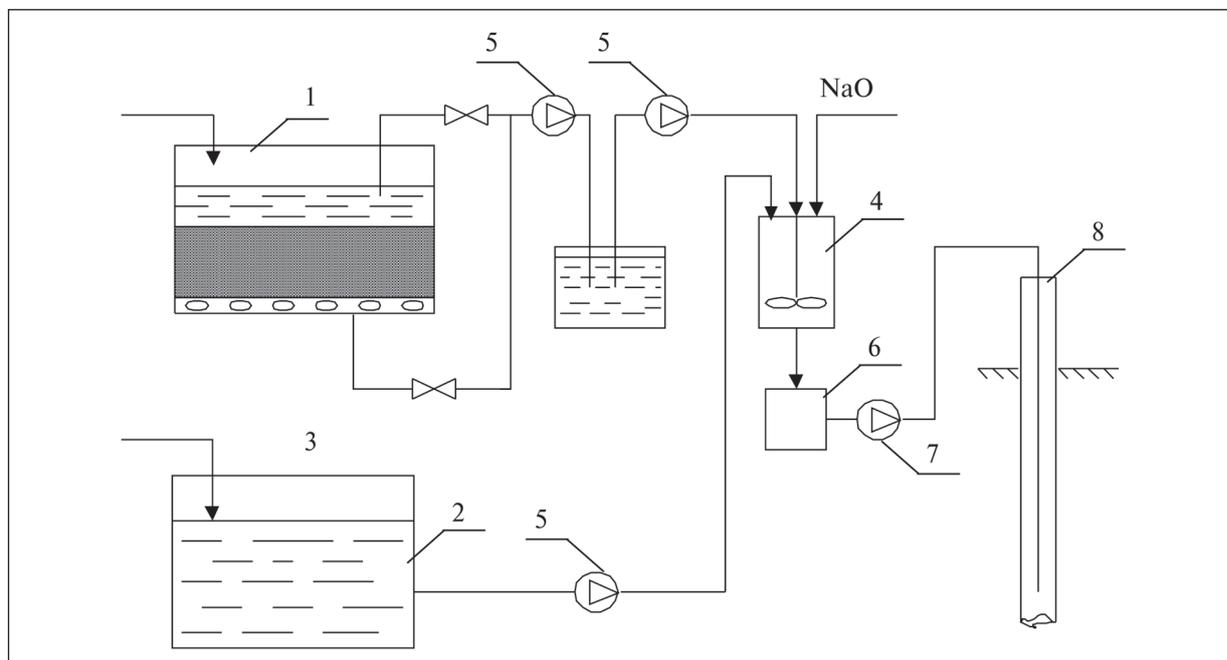


Рис. 3.2.3. Принципиальная технологическая схема подготовки и захоронения пульпы в глубокое хранилище жидких РАО: 1 – емкость хранения ЖРО; 2 – приемная емкость для сбора жидких отходов; 3 – емкость для сбора кислого декантата пульпы или кубового остатка; 4 – реактор-мешалка; 5 – центробежный насос; 6 – промежуточная емкость; 7 – высоконапорный центробежный насос; 8 – нагнетательная скважина

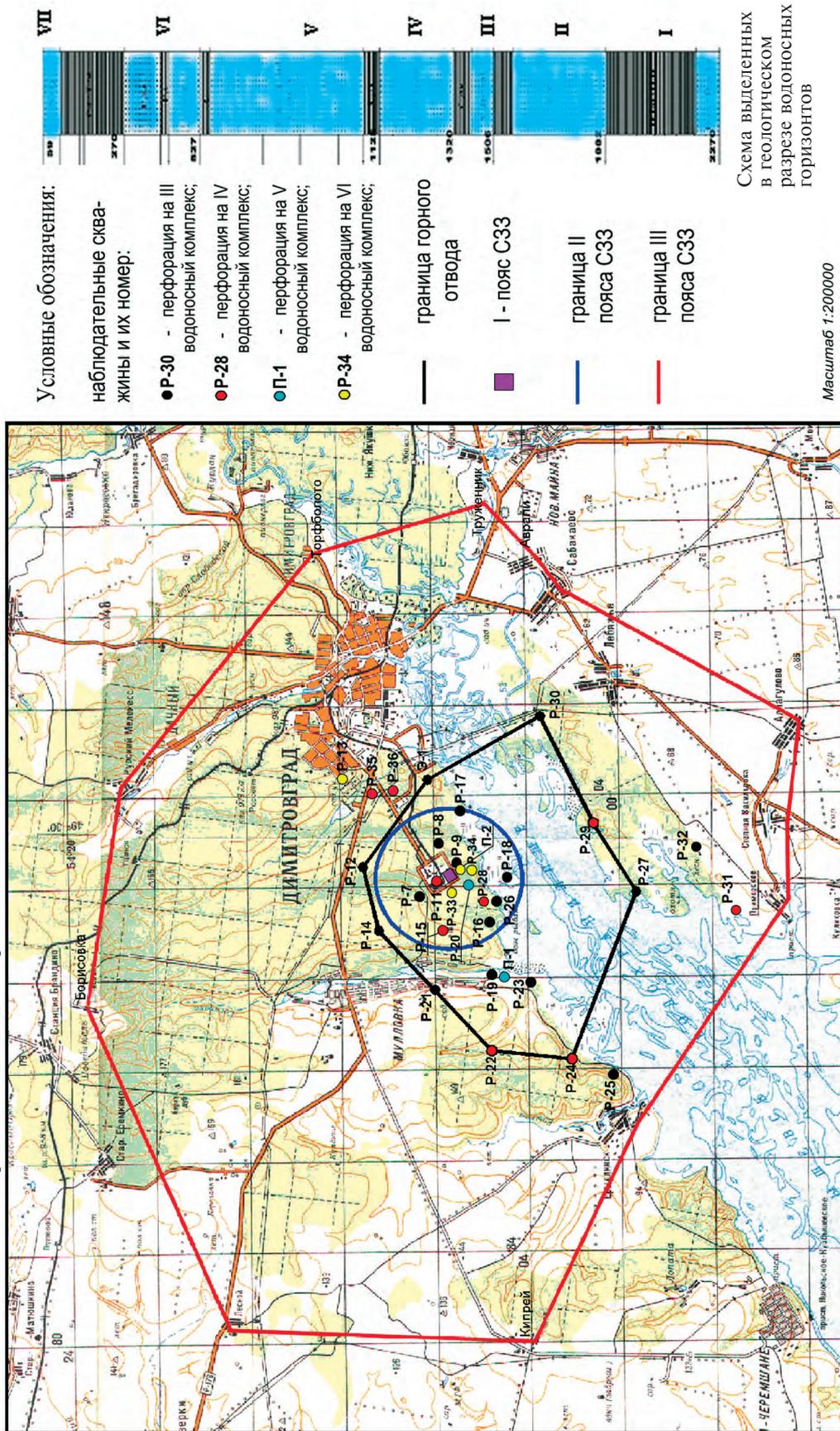


Рис. 3.2.4. Глубокое хранилище жидких РАО «Опытно-промышленный полигон», границы горного отвода и санитарно-защитной зоны

В естественных условиях эти водоносные комплексы содержат хлоридные кальциево-натриевые рассолы с минерализацией 230–285 г/л и непригодны для хозяйственно-питьевого и промышленного водоснабжения. Они также не содержат в промышленных концентрациях полезные компоненты. III водоносный комплекс залегает на глубине 1450 м, имеет мощность до 80 м, сложен песчаниками с прослоями глинистых сланцев. IV водоносный комплекс залегает на глубине 1100 м, имеет мощность около 300 м, сложен известняками и доломитами.

Изоляция III и IV водоносных комплексов, используемых для захоронения отходов, от вышележащих водоносных горизонтов обеспечивается наличием в кровле IV комплекса регионального водоупора, образованного глинистыми породами верейского горизонта мощностью 45–50 м. Кроме того, верхние водоносные горизонты, содержащие пресные воды, которые используются для водоснабжения, отделены от подземного хранилища двумя буферными горизонтами, сложенными карбонатными породами мощностью около 800 м и выдержанными на данной площади водоупором, образованным толщей глин и гипсов татарского яруса верхней перми суммарной мощностью 200–300 м.

Большая глубина подземного хранилища, наличие двух перекрывающих водоупоров и специальная конструкция нагнетательной скважины исключают попадание радионуклидов в питьевые водоносные горизонты.

Для закачки отходов в поглощающие комплексы на «Опытно-промышленном полигоне» оборудованы четыре нагнетательные скважины: по две на каждый водоносный комплекс. Для наблюдения за распространением отходов в подземном хранилище оборудовано 35 наблюдательных скважин, которые размещены в трех поясах санитарно-защитной зоны, удаленных от центра полигона соответственно на 0,6; 3,0 и 12–13 км.

Удаляемые отходы включают растворы от дезактивации оборудования, помещений, спецодежды, сбросы контурных вод реакторов и бассейнов выдержки ядерного топлива. В подземное хранилище разрешено закачивать до 550 м³/сут. ЖРО с удельной активностью не выше 0,037 ГБк/л. Средняя удельная активность закачиваемых отходов составляет 1,9 МБк/л, в том числе: ¹³⁷Cs – 26%, ¹³⁴Cs – 9%, ⁹⁰Sr – 16%, ¹⁵²,¹⁵⁴Eu, ¹⁴¹,¹⁴⁴Ce – 22%, ⁹⁵Zr, ⁹⁵Nb – 6%, ¹⁰³,¹⁰⁶Ru, ¹⁰³,¹⁰⁶Ro – 16%, ⁶⁰Co – 3%, ¹³¹I, ⁵⁴Mn – <1%, сумма альфа-излучателей – <0,01%. К 2009 г. в подземное хранилище было удалено 2,985 млн. м³ (0,6 млн м³ – III горизонт, 2,385 млн м³ – IV горизонт) отходов с суммарной активностью 4,8 ПБк.

Вокруг полигона организована санитарно-защитная зона. Контроль за распространением радиоактивных и химических загрязнений в подземном хранилище осуществляется геофизическими методами исследования в скважинах и радиохимическим опробованием пластовых вод наблюдательных скважин. За время эксплуатации полигона не установлено случаев распространения радионуклидов за пределы границ второго пояса санитарно-защитной зоны.

Контроль за состоянием полигона проводится один раз в квартал по скважинам, расположенным в пределах II пояса санитарно-защитной зоны и 1–2 раза в год по остальным скважинам. В скважинах, где зафиксировано повышение гамма-фона, измерения проводятся один раз в месяц. В 1969 г. было обнаружено, что распространение отходов в III горизонте превышает проектные величины, и, хотя контур распространения отходов не вышел за пределы санитарно-защитной зоны, дальнейшая его эксплуатация могла привести к преждевременному достижению отходами проектных границ. Поэтому в качестве основного в настоящее время используется IV горизонт, а III оставлен в резерве.

При закачке отходов прирост пластового давления на нагнетательной скважине составляет около 26 кг/см^2 , на расстоянии 200 м от скважины — $3\text{--}4 \text{ кг/см}^2$, а на расстоянии 2600 м — лишь $0,3 \text{ кг/см}^2$. Контур распространения активности радионуклидов в пластовых водах IV комплекса был зафиксирован на расстоянии $0,8\text{--}1 \text{ км}$ от центра полигона.

Наблюдения и расчеты показывают, что после захоронения отходов радиус контура отходов составит $2,5\text{--}3 \text{ км}$ от центра полигона, а вследствие радиоактивного распада примерно через 300 лет активность захороненных отходов снизится до значений, ниже граничных для отнесения их к РАО.

Санитарное состояние водоносных горизонтов, залегающих выше подземного хранилища (V, VI, VII водоносные комплексы), остается благополучным, признаков проникновения в них радиоактивных загрязнений из поглощающих горизонтов не наблюдалось.

Эксплуатация полигона в течение 40 лет показывает, что данный метод изоляции ЖРО от биосферы является достаточно надежным. Проектный объем подземного хранилища использован лишь на 60%, поэтому возможно продолжать его дальнейшую эксплуатацию.

В связи с открытием в последние годы на территории Ульяновского Заволжья ряда небольших месторождений нефти был выполнен оценочный прогноз влияния предполагаемого извлечения нефти на распространение отходов на полигоне. Он показывает, что притока РАО к месторождению не ожидается.

К 2009 г. был проделан большой объем работ по обследованию технического состояния сооружений и конструкций в обоснование продления проектных сроков эксплуатации полигона. В соответствии с результатами обследования были приняты решения и выполнены работы по ликвидации 10 скважин, выполнивших свое назначение.

Также была установлена принципиальная возможность захоронения на полигоне других видов жидких токсичных отходов предприятий отрасли, в том числе и АЭС.

Нагнетательные и часть наблюдательных скважин полигона, сооруженных в 1960—1970 гг., выработали свой ресурс. В 2009 г. составлен проект реконструкции «Опытно-промышленного полигона» и продления сроков его эксплуатации до 2020 г., который предполагает ликвидацию части скважин, в том числе нагнетательных, и сооружение дополнительных скважин в целях обеспечения безаварийной работы глубокого хранилища жидких РАО «Опытно-промышленный полигон» и проведения качественного контроля размещения отходов в подземном хранилище.

Твердые радиоактивные отходы

Система обращения с ТРО в НИИАР на сегодняшний день включает в себя сбор, сортировку для последующей переработки, упаковку, транспортирование, переработку, кондиционирование и долговременное хранение.

Долговременное хранение ТРО производится в специализированных пунктах — хранилищах ТРО (соор. 140, зд. 143, 178).

Сооружение 140. Хранилище твердых среднеактивных отходов построено по типовому проекту ВНИПИЭТ в 1963 г. Первая партия отходов поступила в хранилище в июле 1964 г.

Хранилище представляет собой сооружение размером $11,8 \times 36,3 \text{ м}$, состоящее из наземной и подземной частей. Подземная часть — это железобетонный бункер глуби-

ной 6,4 м, разделенный на ряд отсеков. Перекрытие хранилища имеет загрузочные люки, закрываемые железобетонными плитами и пробками.

Проектный объем хранилища – 1200 м³, объем пристроя хранилища – 784 м³. На сегодняшний день объем ТРО, размещенных в хранилище, составляет 1900 м³, количество ТРО – 4900 т, а их суммарная активность – $1,6 \cdot 10^{13}$ Бк. Основной радионуклидный состав ТРО – цезий-137, кобальт-60, европий-152, рутений-106.

Сооружение 140, включая дополнительные отсеки, в настоящее время не имеет свободных объемов для приема отходов и не эксплуатируется.

Здание 143. Хранилище твердых высокоактивных отходов построено по типовому проекту ВНИПИЭТ в 1986 г. Принято в эксплуатацию по акту приемки № 86-25 от 18 июня 1986 г., эксплуатируется с 1987 г.

Хранилище размещено в отдельном здании размером 72×18 м. Здание состоит из надземной и подземной частей. Надземная часть выполнена для повышения надежности укрытия хранилища от атмосферных осадков, а также возможности проведения загрузочных работ в течение года. В центральной части здания расположены отсеки для хранения ТРО. Отсеки хранилища расположены в бетонном массиве и представляют собой подземные бункеры. Перекрытие хранилища имеет загрузочные люки, закрываемые сборными железобетонными плитами и пробками.

Проектный объем хранилища – 4239 м³. На сегодняшний день объем ТРО, размещенных в хранилище, составляет 3109,83 м³, количество ТРО – 5102,652 т, суммарная активность – $2,21 \cdot 10^{16}$ Бк. Основной радионуклидный состав ТРО в хранилище – цезий-137, кобальт-60, европий-152, рутений-106.

Здание отнесено к III категории в соответствии с требованиями п. 3.1 ОСПОРБ–99.

Сооружение 178. Хранилище твердых низкоактивных отходов является подземным сооружением, состоящим из отдельных траншей. Хранилище эксплуатируется с 1962 г., проект отсутствует. Расчетная вместимость – 500 000 м³.

Сооружение 178 в плане имеет размеры 120×142 м. Сечения траншей хранилища выбраны исходя из условий грунта.

Объем ТРО, размещенных в хранилище, достиг 387 500 м³, количество – 765 000 т, суммарная активность – $6,91 \cdot 10^{12}$ Бк. Основной радионуклидный состав ТРО в хранилище – цезий-137, кобальт-60, европий-152, церий-106.

В НИИАР производится переработка горючих низкоактивных ТРО методом сжигания и кондиционирования (цементирования) на установке УСТ-50 (зд. 413).

Здание 413 (установка сжигания УСТ-50). Здание 413 построено по проекту, выполненному Красноярским отделением ВО «ВНИПИЭТ», и принято в эксплуатацию по акту № 01-9 от 19 февраля 2002 г. приемки законченного строительством объекта. Установка сжигания УСТ-50 введена в опытно-промышленную эксплуатацию приказом технического директора № 701 от 27 ноября 2003 г.

Установка имеет следующие характеристики:

- производительность по горючим ТРО – 50 кг/ч;
- производительность по горючим ЖРО – 20 кг/ч;
- количество переработанных РАО за период эксплуатации, начиная с 2004 г., – 60,081 т/540 м³;
- количество ТРО (цементных блоков), образовавшихся после переработки за все время эксплуатации, – 7,897 т/6,2 м³ суммарной активностью $2,573 \cdot 10^6$ Бк.

3.3. Открытое акционерное общество

«Ведущий научно-исследовательский институт химической технологии»

ВНИИХТ был создан в соответствии с Постановлением Совета Министров СССР от 17 апреля 1951 г. № 1242/602. На институт возлагалась сложная задача создания технологии переработки радиоактивных и редкометалльных руд с получением исходных химических соединений для нужд оборонной промышленности (уран, торий, литий, бериллий) и зарождающейся атомной энергетики, в том числе и для конструктивных материалов (цирконий, гафний, тантал, ниобий). В сферу деятельности ВНИИХТа вошли также такие ценные элементы, как молибден, вольфрам, скандий, ванадий, рений, селен, редкоземельные элементы, золото, серебро, металлы платиновой группы и др., многие из которых присутствуют в урановых рудах. Главными задачами являлись разработка технологии наиболее полного извлечения урана и сопутствующих элементов, создание малоотходных экологически безопасных производств, экономное расходование реагентов, материалов и энергоресурсов [4].

Основная деятельность института при выполнении собственных, отраслевых и федеральных программ по совершенствованию технологии, повышению безопасности и устойчивости функционирования ядерно и радиационно опасных производств и объектов была направлена на прикладные и поисковые исследования по:

- разработке перспективных технологий переработки урановых руд новых месторождений;
- выбору способов повышения эффективности извлечения урана и редких металлов на основе высокоизбирательных реагентов и применению различных энергонасыщенных воздействий для предварительной обработки рудного сырья;
- созданию новых отечественных комплексобразующих и ионообменных материалов для производств ЯТЦ по получению природного урана, особо чистых материалов и переработке ЖРО и ОЯТ;
- изучению процессов и продуктов высокотемпературной конверсии отвального гексафторида урана, разработке технологии его переработки и обеспечению его долговременного хранения;
- созданию и освоению новых высокоэффективных технологий получения ядерночистых материалов;
- созданию и использованию наноструктурных материалов для производства порошков ядерного топлива с новыми технологическими и потребительскими качествами;
- совершенствованию системы аналитического контроля ядерных материалов, сырья и продуктов его переработки на базе разработки новых методик, отвечающих требованиям национальных и международных стандартов.

ВНИИХТ является головным предприятием отрасли по разработке технологий извлечения урана и тория из руд, изготовления металлического урана, оксидов, фторидов (включая гексафторид урана), переработке минерального сырья, содержащего редкие, цветные, рассеянные, радиоактивные, благородные, редкоземельные и щелочноземельные металлы с получением чистых соединений. Для решения отраслевых задач ВНИИХТ, как объект использования атомной энергии, является предприятием топливного цикла и имеет ряд ядерно и радиационно опасных объектов.

Радиохимическое производство

Радиохимический корпус № 8 (рис. 3.3.1) располагается на территории промплощадки ОАО «ВНИИХТ» и является радиационно опасным объектом. Санитарно-за-



*Рис. 3.3.1. Общий вид радиохимического корпуса № 8 в 2007 г.
На фото видна 40-метровая труба для удаления газоздушных выбросов вытяжной
вентиляции корпуса в атмосферу*

щитная зона вокруг корпуса совпадает с границами промплощадки ОАО «ВНИИХТ» (~200 м); расстояние от корпуса до жилых домов около 300 м. Расстояние до ближайшего объекта открытой гидросферы (р. Москва) 250 м на северо-восток.

Основное технологическое оборудование и системы корпуса введены в постоянную эксплуатацию в 1969 г. и использовались для выполнения НИОКР в области переработки облученного ядерного топлива, аффинажа плутония и других трансурановых элементов «сухими» газофторидными методами. Цепочки технологического оборудования использовались для проведения исследований по полному циклу переработки весовых количеств ОЯТ и других ядерных и радиоактивных материалов, включая прием ОЯТ и ядерных материалов, подготовку препаратов, выполнение исследовательских работ, переработку ЖРО и ТРО, выдачу переработанных материалов.

Корпус представляет собой сложное объемно-планировочное инженерное сооружение. Производственные помещения согласно, ОСПОРБ-99 и НРБ-99, разделены по зональному принципу на три зоны радиационной опасности. Технологическое оборудование и системы, а также комплекс ремонтно-механического оборудования размещены на 5 отметках. Корпус был рассчитан на непрерывную работу более 150 сотрудников научно-исследовательских и обслуживающих подразделений.

Инженерно-технические системы корпуса обеспечивали допустимые санитарно-гигиенические условия для работы персонала и предотвращения загрязнения воздушной среды помещений и атмосферного воздуха радиоактивными и токсическими веществами, поддерживали оптимальные условия работы технологического оборудования, в том числе круглосуточную работу систем приточной и вытяжной вентиляции.

Технологическое оборудование лабораторий и установок радиохимического корпуса № 8 в настоящее время не эксплуатируется по прямому назначению, находится на этапе длительной выдержки и не относится к нарабатывающим или перерабатыва-

ющим радиохимическим производствам. С другой стороны, технологическое оборудование и системы радиохимического корпуса № 8 ВНИИХТ классифицируются как радиационно опасные радиохимические объекты, требующие постоянного специализированного технологического и дозиметрического контроля и регламентного технического обслуживания и ремонта.

Радиохимический отсек – корпус 2

В радиохимическом отсеке ВНИИХТ с 1960 г. для отработки новых технологий переработки ОЯТ проводились работы с использованием радиоактивных элементов плутоний-239, уран-238, европий-152, церий-144, цезий-137, стронций-90 и др. Работы с плутонием-239 прекращены в 1994 г., а в 1999 г. прекращены работы и с другими радионуклидами. В результате проведения исследовательских работ с перечисленными радионуклидами в течение большого срока произошло значительное радиоактивное загрязнение рабочих поверхностей оборудования (до 30 000 α -частиц/см²·мин на поверхностях оборудования комнаты 113) и помещений (до 3500 α -частиц/см²·мин в рабочей комнате 109). Для предотвращения дальнейшего распространения этих радиоактивных загрязнений по корпусу 2 и прилегающим территориям требуется проведение дезактивационных и реабилитационных мероприятий.

Исследовательская ядерная установка СО-2М (корпус № 13)

Установка СО-2М предназначалась для нейтронной активации и радиометрического контроля урановых и других руд при обогащении сырья, а также для нейтронно-активационного анализа различных проб и материалов.

ИЯУ СО-2М эксплуатировалась с 18 августа 1976 г. (физический пуск осуществлен 24 июня 1975 г.) и имела следующие основные характеристики:

- тип подкритической сборки – подкритический нейтронный размножитель с твердогомогенной активной зоной;
- ядерное топливо – двуокись урана, диспергированная в полиэтиленовой матрице;
- загрузка по урану-235 – 1047,38 г;
- обогащение по урану-235 – 36 %;
- количество тепловыделяющих элементов – 34 шт.;
- замедлитель – полиэтилен;
- отражатель – графит, полиэтилен;
- геометрическая форма активной зоны и отражателя – цилиндр;
- $K_{эфф.} = 0,996$; $K_{эфф.}^{max} = 0,998$;
- тип и интенсивность внешнего нейтронного источника:
 - калифорниевый источник нейтронов ИНК-10: $2,58 \cdot 10^{10}$ нейтр./с;
 - калифорниевый источник нейтронов НСФ 2.012.17: $1,0 \cdot 10^{10}$ нейтр./с.

Опытно-промышленная нейтронно-активационная исследовательская ядерная установка СО-2М эксплуатировалась на номинальной мощности с 1975 по 1999 г. и внесла вклад в комплексное решение сырьевых и технологических проблем института. С 1 февраля 1995 г. исследовательские работы на установке прекращены вследствие:

- физического и морального старения оборудования СУЗ;
- значительного падения плотности потока тепловых нейтронов в экспериментальных каналах в результате выгорания ядерного топлива, радиационного разрушения полиэтиленового замедлителя и выхода газообразного водорода, а также непре-

рывного распада ($T_{1/2}=2,64$ года) дорогостоящего изотопа ^{252}Cf , используемого в качестве внешнего источника нейтронов;

- существенного сокращения работ по нейтронно-активационному анализу;
- ужесточения требований Госатомнадзора к технической документации и оборудованию.

Исчерпав свой топливный ресурс, ресурс внешних нейтронных источников и аппаратуры СУЗ, установка требовала значительных финансовых затрат на модернизацию. В связи с отсутствием необходимого финансирования руководством института было принято решение о снятии ее с эксплуатации.

Пункт хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ

Спецхранилище ядерных материалов службы хранения, транспортировки и контроля (корп. 2) – ядерно опасный участок, в котором хранятся ядерные материалы, – было введено в эксплуатацию и функционирует практически со времени образования института.

Хранилище радиоактивных минералов

В хранилище минералов (корп. 2) собраны уникальные образцы урансодержащих минералов и руд основных месторождений республик СНГ и стран Восточной Европы. В минералогическом музее – хранилище радиоактивных минералов и урансодержащих материалов представлены уникальные образцы минералов, представляющих различные мировые месторождения урана.

Рудный склад радиоактивных веществ

На рудном складе (корп. 26) сосредоточен основной массив уран- и торийсодержащих руд и материалов, а также источники ионизирующих излучений и РАО. Рудный склад – пункт хранения уран- и торийсодержащих геологических образцов, руд и технологических продуктов, в котором также осуществляется временное хранение, сортировка, подготовка, упаковка и отправка на утилизацию твердых РАО. Ежегодно с территории промплощадки ВНИИХТ производится отправка 30–40 машинорейсов с РАО на утилизацию в специализированные организации.

Обращение с РАО. В результате деятельности института образовалось большое количество РАО, и процесс этот продолжается. За период более чем 20 лет из ВНИИХТа вывезено на утилизацию около 350–370 т ТРО (420–450 м³) и отправлено на утилизацию около 80–90 м³ ЖРО.

Рудный полигон. На рудном полигоне (корп. 33) сосредоточены:

- геофизические модели урановых руд;
- минералогические и технологические урановые пробы;
- геофизическое оборудование, используемое при каротажных и геологоразведочных работах на урансодержащих рудах.

Лаборатория ВП-2 (высокотемпературных металлургических процессов). Лаборатория является научно-исследовательским подразделением, в котором проводятся работы с ядерными материалами. Используется также как пункт хранения ядерных материалов.

Опытная экспериментальная установка (ОЭУ, корпус № 2) – пункт сбора, обработки и хранения РАО. Она предназначена для:

– переработки растворов солей урана с рН от 1 до 14 и удельной α -активностью $1 \cdot 10^{-5}$ Ки/л для дальнейшей передачи их на захоронение с рН 7–8 и удельной активностью по α -излучению не более $1 \cdot 10^{-7}$ Ки/л, а также для переработки ЖРО и ТРО и доведения их до состояния, удовлетворяющего требованиям Санитарных правил обращения с РАО;

– приема, накопления и временного хранения низко- и среднеактивных ЖРО.

Опытный химико-технологический завод ОАО «ВНИИХТ»

На промплощадке ОХТЗ последние десять лет велись работы, связанные с использованием атомной энергии в плане обращения с РАО (сбор, упаковка и отправка на утилизацию) и очисткой территории от радиоактивных загрязнений.

На ОХТЗ возложены задачи, предусмотренные Уставом ОАО «ВНИИХТ» и Положением о филиале, основными из которых являются: проведение полупромышленных испытаний по отработке технологий, технологических схем извлечения ценных компонентов (уран, молибден, ванадий, редкоземельные элементы и др.) из минерального радиоактивного сырья и других типов руд.

В настоящее время на промплощадке ОХТЗ проводятся полупромышленные испытания технологий переработки сложных по составу руд Эльконского уранорудного района на крупнотоннажной пробе (~50 т) с Эльконского плато.

Завод занимает земельный участок площадью 5,93 га, находящийся в федеральной собственности. На промплощадке завода расположены корпуса производственного, административного назначения и склады.

За более чем 55-летний период деятельности института сложилась достаточно сложная ситуация, связанная со следующими факторами «ядерного наследия»:

- радиоактивные загрязнения производственных площадей;
- радиоактивные загрязнения прилегающих территорий;
- большое количество загрязненного оборудования и радиоактивных отходов;
- особо опасные ядерные (ПКС СО-2М) и радиационно опасные (радиохимическое производство: корпус № 8 и радиохимический отсек корпуса № 2) объекты, эксплуатация которых по целевому назначению прекращена.

Комплексный характер накопленных в процессе производственной деятельности проблем (сосредоточение на промплощадке внутри густонаселенного района г. Москвы объектов ядерной, радиационной, радиотоксической и химической опасности и отложение агрессивных соединений изотопов плутония и других трансурановых элементов) и отсутствие сведений о решении таких проблем требует проведения необходимых производственно-технических мероприятий и прикладных НИОКР, направленных на оптимизацию и повышение безопасности проводимых работ.

3.4. Ядерное наследие в институтах Российской академии наук

Обеспечение ядерной и радиационной безопасности объектов Российской академии наук (РАН) на всех стадиях жизненного цикла является актуальной проблемой, несмотря на то, что в большинстве случаев источники ионизирующего излучения, находящиеся в организациях РАН, имеют относительно невысокую суммарную активность по сравнению с объектами Росатома, Роспрома и других ведомств.

Многие организации РАН в период становления атомной эры активно работали над решением фундаментальных и прикладных проблем атомной науки, искали пути

применения радиоактивных веществ в научных исследованиях, народном хозяйстве, медицине, изучали различные факторы влияния радиации на человека, животных и окружающую среду. Самые различные источники ионизирующего излучения, или в терминологии Закона «Об использовании атомной энергии» – объекты использования атомной энергии (радиоактивные вещества в различных состояниях, закрытые источники, разнообразные генерирующие радиоактивное излучение установки, ядерные материалы и т. д.), использовались более чем в полутора сотнях академических организаций. При этом контроль за состоянием радиационной безопасности не в полной мере соответствовал тому жесткому уровню контроля, который был принят в системе Минсредмаша СССР (Минатома). Вследствие этого имевшие место случаи аварийных ситуаций, радиоактивных загрязнений не всегда должным образом ликвидировались и даже не всегда фиксировались. Нередко действовали по принципу «закрыть, запереть и забыть».

В силу этого, а также из-за отсутствия целевых источников финансирования своевременный вывод из эксплуатации, демонтаж выслуживших свой срок радиационных установок, вывоз на захоронение отслуживших источников, дезактивация радиационно загрязненных помещений и территорий не выполнялись своевременно и регулярно. Все это привело к накоплению проблем в области обеспечения радиационной безопасности на объектах РАН. Сейчас, когда многие организации РАН прекратили заниматься этой тематикой, по крайней мере экспериментальной работой, вопрос вывода из эксплуатации, утилизации отслуживших установок и оборудования стал особенно острым. Это иллюстрируется следующими цифрами:

- всего учреждений в системе РАН – 470;
- ранее работали с ИИИ – более 150;
- в настоящее время работают или имеют ИИИ (ЯМ, РВ, РУ, РАО и т. д. в соответствии с данными СГУК) – 78;
- требуют неотложных мер по выводу из эксплуатации и утилизации ИИИ – более 30.

При этом надо учитывать, что во многих институтах используются источники с активностью меньше минимально значимой активности (МЗА), которые не подлежат учету в СГУК РВ и РАО и не входят в это число.

Существует ряд особенностей, которые надо учитывать при планировании и организации работы по выводу из эксплуатации и утилизации ИИИ в системе РАН.

Во-первых, это достаточно сложная, многомерная, многоуровневая организационная структура РАН (рис. 3.4.1), в которой сосуществуют научно-отраслевой и территориальный принципы подчиненности (отраслевые отделения РАН, региональные отделения, научные центры). По сути, в РАН есть пять видов учреждений, подчиненных соответственно президиуму РАН, отделениям РАН, региональным отделениям, научным центрам и научным центрам региональных отделений.

Следующая особенность – это большая территориальная разбросанность объектов (рис. 3.4.2): от Крайнего Севера (Мурманская область) до самого южного региона (Дагестан) и от Запада (Санкт-Петербург) до Дальнего Востока (Владивосток).

Далее надо принимать в расчет разнообразие и разномасштабность используемых источников ионизирующего излучения и радиационных установок (РУ). Следует отметить, что научные организации РАН используют ИИИ и радиоактивные вещества (РВ) по многим различным направлениям работы. Они применяются при исследованиях в области энергетики, биологии, медицины, химии, физики, металловедения, геологии и т. д. При этом используемые в научных исследованиях ИИИ в зависимости от их направленности



Рис. 3.4.1. Организационная структура РАН



Рис. 3.4.2. Регионы расположения радиационно опасных объектов РАН

имеют широкий диапазон активности: от десятков Бк в экспериментах по изучению мозга человека, растений и животных до десятков Ки и более при проведении исследований в области цитологии, биологии, медико-биологических проблем, материаловедения.

В институтах РАН при проведении научно-исследовательских работ широко используются также открытые радиоактивные источники — радиоактивные вещества (РВ). При этом в зависимости от решаемых задач используются РВ широкого спектра активности, различного изотопного состава и в различных агрегатных состояниях. Суммарная активность используемых источников составляет сотни тысяч Кюри, это иллюстрирует табл. 3.4.1.

**Наличие закрытых и открытых радионуклидных источников
в некоторых институтах РАН (всего 78 институтов)**

Наименование организации РАН	Закрытые источники		Открытые источники	
	Активность, Бк	Кол., шт.	Активность, Бк	Вес, кг
Институт космических исследований	2,42E+10	17	1,04E+09	
Институт ядерных исследований	4,73E+12	207	6,65E+07	2,21
Институт физической химии и электрохимии	4,23E+15	120	5,03E+11	130,00
Институт проблем химической физики	2,85E+15	36	1,20E+10	
Институт ядерной физики СО РАН	2,01E+11	98		
Институт теплофизики СО РАН	1,85E+12	2		
Институт химии и технологии редких элементов и минерального сырья	8,80E+12	316	2,06E+10	195,00
Институт химии ДВО РАН	7,73E+09	4	2,31E+07	1,36
Петербургский институт ядерной физики	1,52E+15	382	4,16E+14	7,93
ВСЕГО:	СОТНИ ТЫСЯЧ КЮРИ, ТЫСЯЧИ ЕДИНИЦ			

Весьма широкий спектр работ проводится в организациях РАН и с использованием радиационных (облучающих) установок (РУ). Сами РУ размещаются в специальных блоках (радиационный блок), в радиоизотопных корпусах или отдельных лабораториях (рис. 3.4.3). Это, как правило, подвальные помещения или первые этажи зданий. Практически все эти установки уже отработали 30 лет и более. Большая часть из них требует замены или утилизации (рис. 3.4.4).

Особое место в системе радиационно опасных объектов РАН занимает исследовательский реактор ВВР-М мощностью 18 МВт, в течение многих лет работающий в Петербургском институте ядерной физики. И хотя останов реактора планируется не ранее 2017 года, целый ряд проблем в области радиационной безопасности, связанных с его прошлой и сегодняшней работой, налицо.

В ПИЯФе в конце этого года планируется физический пуск еще одного реактора — ПИК мощностью 100 МВт (рис. 3.4.5).

Во многих организациях РАН имеются генерирующие установки (рентгеновские, ускорительные и т. п.). Некоторые из них достаточно мощные, например синхротрон



Рис. 3.4.3. РУ «Исследователь» и «Миди» ПИЯФ РАН



Рис. 3.4.4. Установки ИФХЭ РАН: РУ МРХ гамма-100 и РУ ГУГ-120



Рис. 3.4.5. Зал горизонтальных каналов реактора ПИК

СЦ-1000 с энергией протонов 1 ГэВ, импульсный источник нейтронов ГНЕЙС с энергией нейтронов от долей электрон-вольта до 100 МэВ и интенсивностью более $1,0 \cdot 10^{14}$ нейтронов в секунду. Так что РАН является и на многие годы остается структурой, активно использующей ядерные и радиоактивные материалы и установки в своей практической деятельности.

Как уже отмечалось выше, в последние годы число институтов РАН, использующих ИИИ, сильно уменьшилось. Это уменьшение связано не только с организационными, административными изменениями (часть институтов ликвидирована, некоторые были объединены), но и с отказом от некоторых работ с использованием ИИИ в силу финансовых и штатных трудностей. В результате сегодня перед институтами РАН остро стоит вопрос вывода из эксплуатации, утилизации установок и вывоза отслуживших ИИИ, а также радиоактивных материалов и отходов. В настоящее время накопившиеся РВ и РАО во многих организациях РАН находятся на временном хранении в хранилищах самих организаций. В большинстве институтов РАН такие хранилища находятся в надлежащем состоянии, соответствуют требованиям обеспечения безопасности хранения и сохранности РАО. Однако в некоторых институтах оборудование хранилищ находится в неработоспособном состоянии (например, не ра-

ботают тали, лифты), сами помещения требуют проведения дезактивационных работ и косметического ремонта (рис. 3.4.6).

Системы инженерного обеспечения – спецканализация, спецвентиляция, приборы радиационного контроля – во многих случаях морально и технически устарели, требуют модернизации или замены. К сожалению, полной и ясной картины обо всех накопленных проблемах в области радиационной безопасности, о реальных и потенциальных угрозах, исходящих от них для персонала, населения и окружающей среды, об оптимальных путях ликвидации этих угроз, в том числе и при выводе из эксплуатации, в настоящее время нет. До последнего времени не было и надежной системы контроля и учета радиоактивных материалов и РАО в системе РАН. Поэтому создание ведомственного информационно-аналитического центра РАН в рамках общегосударственной системы СГУК РВ и РАО стало одной из приоритетных задач.

К проблемным вопросам следует отнести и отсутствие в течение длительного времени специального целевого финансирования на повышение радиационной безопасности, вывод из эксплуатации, в т. ч. специальных резервных фондов на эти цели.

Остро стоят и кадровые проблемы, связанные с низким уровнем оплаты и, мягко выражаясь, солидным возрастом эксплуатационного персонала.

Все вышеизложенное дает представление об особенностях использования радиационно опасных установок и иных источников ионизирующего излучения в организациях РАН. Их можно суммировать следующим образом:

- большое количество организаций РАН, имеющих ИИИ;
- рассредоточение этих организаций по всей стране;
- сложная система их административной подчиненности и управления;
- широкая номенклатура научных направлений;
- большое разнообразие типов и видов используемых ИИИ;
- крайняя изношенность систем безопасности и инженерных систем;
- отсутствие полной и достоверной информации о реальном положении дел;
- кадровые проблемы (возраст, зарплата);
- отсутствие целевого финансирования и специальных фондов;
- отсутствие необходимой нормативно-правовой базы.

Поэтому не случайно при разработке Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» был предусмотрен ряд пунктов по объектам РАН. Ведь одной из задач Программы является:



Рис. 3.4.6. Хранилище РВ и РАО в ИФХЭ РАН

«Практическое решение проблем, связанных с прошлой деятельностью, включая вывод из эксплуатации и ликвидацию остановленных ядерно и радиационно опасных объектов, реабилитацию радиационно загрязненных территорий, утилизацию отработавших радиационных установок и источников ионизирующих излучений».

В составе ФЦП имеются четыре пункта, непосредственно направленные на решение проблемы повышения ядерной и радиационной безопасности объектов РАН. Три из них относятся ко второму направлению Программы (ликвидация радиационного наследия), которое в соответствии с утвержденным текстом Программы включает в себя следующие **виды работ**:

- проведение комплексного инженерно-радиационного обследования связанных с прошлой деятельностью ядерно и радиационно опасных объектов;
- выполнение работ по выводу из эксплуатации, утилизации, ликвидации и (или) по переводу в безопасное состояние остановленных ядерно и радиационно опасных объектов Росатома, других ведомств, РАН, РАСХН, а также объектов, не имеющих в настоящее время отраслевой или иной принадлежности;
- обеспечение безопасного обращения с ранее накопленными ОЯТ и РАО;
- реабилитацию загрязненных территорий, зданий и сооружений;
- утилизацию отработавших радиационных установок и источников ионизирующего излучения.

И хотя запланированные расходы ФЦП с 2008 по 2015 год на решение проблем РАН в объеме около 500 млн рублей не позволят решить их в полном объеме, тем не менее эти средства могут позволить ликвидировать наиболее острые ситуации, расширить узкие места, проанализировать картину в целом, сформулировать четкие цели и разработать план работ на длительную перспективу. В ходе его разработки будет осуществлена систематизация всех имеющихся в РАН ИИИ, приоритизация работ. Это позволит наряду с выполнением неотложных и наиболее приоритетных проектов в данной области организовать систематическую работу на перспективу, чтобы не только ликвидировать проблемы, связанные с прошлой деятельностью, но и не порождать их в будущем.

Именно такой стратегический подход позволяет добиваться эффективных практических результатов, наиболее рационально использовать имеющиеся средства, реально оценивать потребности и обосновывать необходимость в будущем финансировании.

Для эффективного выполнения задач в области повышения ядерной и радиационной безопасности, в частности определенных ФЦП ЯРБ, было выпущено специальное распоряжение Президиума РАН от 16.07.08 № 10143-485, которым даны поручения о создании специальной рабочей группы и о разработке стратегического плана повышения радиационной безопасности объектов РАН.

В ходе предстоящих работ должна быть четко сформулирована конечная и промежуточные цели повышения радиационной безопасности на объектах РАН, определены стратегии их достижения, разработана долгосрочная программа работ по реализации этих стратегий, сделаны технико-экономические и временные оценки.

Параллельно будет идти реализация неотложных проектов. На данный момент уже начаты практические работы по реализации таких проектов в шести институтах РАН: ПИЯФ, ИФХЭ, ИХФ, ГЕОХИ, ИХТРЭМС, ИБ Коми НЦ (рис. 3.4.7).

Кроме того, распоряжением Президиума РАН на базе ИБРАЭ создан и начал действовать Ведомственный информационно-аналитический центр учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в Российской академии наук.



Рис. 3.4.7. Работы по дезактивации и утилизации загрязненного оборудования

Как мы увидели, проблема обеспечения и повышения радиационной безопасности в учреждениях РАН существует и требует скорейшего разрешения. Первыми существенными шагами в этом направлении является ряд позиций ФЦП ЯРБ, в рамках которых будет не только выполнено несколько неотложных проектов, но и разработан стратегический план работ на ближайшую и долгосрочную перспективу.

Список литературы к главе 3

1. Анализ и обобщение результатов ранее проведенных исследований для обоснования технологии закачки пульп в подземное хранилище ОПП. Изучение физико-химических свойств и радионуклидного состава пульп, накопленных в ХЖО // Техническая справка № 32-10/310 от 26.09.2007 г.
2. Исследование процесса растворения радиоактивных пульп из разных емкостей и выбор растворителя. Определение распределения радионуклидов между твердой и жидкой фазами при нейтрализации кубовых остатков и растворов пульп // Техническая справка № 32-10/311 от 26.09.2007 г.
3. Обоснование безопасности закачки пульп и кубовых остатков в подземное хранилище. Исследование процесса образования твердой фазы при смешивании кубовых остатков и растворов пульп с ЖРО и пластовыми водами. Выбор параметров технологического процесса подготовки кубовых остатков и пульп к закачке в подземное хранилище ОПП // Техническая справка № 32-10/312 от 26.09.2007 г.
4. ВНИИХТ – 50 лет. Юбилейный сборник трудов / Под ред. В.В. Шаталова. М.: ЦНИИАтоминформ, 2001. 448 с.

ГЛАВА 4

Мирная атомная энергетика

4.1. Первые АЭС

Первые промышленные уран-графитовые реакторы, построенные на ПО «Маяк», являлись прямоточными. Вода в них использовалась лишь в качестве охладителя твэлов. Одноконтурность такой системы охлаждения приводила как к тепловому загрязнению окружающей среды, так и к значительной радиоактивности сбросной воды.

Практически с момента разработки проектов и пуска первых промышленных реакторов возникли идеи их энергетического использования. Для их воплощения необходимо было решить целый ряд технических проблем, связанных с выбором теплоносителя, достижением необходимой температуры и давления теплоносителя, безопасностью, экономической эффективностью и т. д.

В этих целях было рассмотрено несколько проектов. В начале 1950 г. Технический совет Министерства среднего машиностроения, ведавшего производством ядерных реакторов, отдал предпочтение проекту реактора на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем и возложил конструирование реактора для АЭС на НИИхиммаш. Мощность станции планировалась в 5 МВт. Строить ее было решено в г. Обнинске на территории Лаборатории «В» (ныне Физико-энергетический институт).

В итоге была реализована двухконтурная схема преобразования энергии, в которой вода первого контура при входной температуре 190 °С и давлении 100 атмосфер, проходя через специально разработанные твэлы, нагревалась до 270 °С и после прохода через парогенератор возвращалась в активную зону. Во втором контуре вода в парогенераторе превращалась в пар, который подводился к лопаткам турбины, вращающей генератор, вырабатывающий электроэнергию, а затем, конденсируясь, возвращался к парогенератору. При кажущейся простоте конструкции требовалось решить большое число технических проблем: выбрать материал твэлов, обеспечить их герметичность, определить зазоры между стенками твэла и канала в графитовой кладке и т. д. К этому можно добавить и создание устройств для автоматического и ручного дистанционного управления регулирующими стержнями, создание циркуляционных насосов, обеспечивающих полную герметичность в первом контуре, и т. д. Все эти вопросы требовали проведения многих продолжительных экспериментов, привлечения значительного числа научных коллективов и разрешения в максимально короткие сроки всех возникавших вопросов.

Работы по строительству АЭС продвигались сравнительно быстро. Физический пуск реактора состоялся 9 мая 1954 г., а 26 июня пар был пущен на турбину. На следующий день Первая в мире АЭС стала под нагрузку (рис. 4.1.1).

Первая АЭС работала почти полвека. К сожалению, политические установки на лидерство постоянно ориентировали ученых и специалистов на новации и прорывы. Как следствие, к реализации принимались не до конца выверенные проекты, постоянно пропускался, в том числе на проектном уровне, этап замыкания жиз-



Рис. 4.1.1. Здание Первой в мире АЭС

ненного цикла самой установки, образующегося отработавшего ядерного топлива, радиоактивных отходов. В этом плане примечателен тот факт, что ОЯТ первой АЭС до сих пор полностью не обеспечено технологиями переработки и транспортирования.

Как уже отмечалось, в 1958 г. под г. Томском впервые в мире была пущена в строй действующих промышленная Сибирская АЭС мощностью 100 МВт с реактором ЭИ-2, подобным реактору первой АЭС. Реактор совмещал в себе функции наработчика плутония и производства электроэнергии.

Вопросы вывода из эксплуатации при проектировании реакторных установок и в течение большего времени их эксплуатации не рассматривались. Следствием этого явилось существование неопределенностей, связанных с контролем радиационной обстановки на остановленных реакторах и способами их консервации на длительный период. Для выбора оптимальных путей консервации установок подобного типа, обеспечивающих гарантированную экологическую безопасность при минимальных экономических затратах, необходимо проведение полномасштабных исследований и работ.

Первая, фактически не реализованная в полном объеме, программа развития атомной энергетики в СССР, разработанная по инициативе И.В. Курчатова, была принята по решению Совмина СССР 15 марта 1956 г. В решении было записано:

- построить за пять лет атомные электростанции суммарной мощностью 2175 МВт, в том числе в Минсредмаше – 775 МВт, в Министерстве электростанций – 1400 МВт, в том числе Белоярскую АЭС мощностью 400 МВт с двумя реакторами АМБ, Сысертскую АЭС мощностью 400 МВт с двумя реакторами КС, Московскую ТЭЦ мощностью 400 МВт с двумя реакторами ВВЭР, Ленинградскую ТЭЦ (все АЭС в официальных документах в тот период назывались ТЭЦ или ГРЭС) мощностью 200 МВт с одним реактором ВВЭР;

- Минсредмашу построить в г. Мелекесе (ныне г. Димитровград) опытную станцию для испытания новых ядерных котлов суммарной мощностью 200 МВт, включая реакторы БН-50, ТГ-50, ВК-50, ГН-50.

К концу 1950-х гг. промышленность уже была готова выполнять специальные заказы для атомной энергетики, что позволило приступить к сооружению не только канальных промышленных уран-графитовых реакторов, но и водо-водяных реакторов под давлением.

Главными задачами в области атомной энергетики на 1959–1965 гг. считались проведение научно-исследовательских, проектных и конструкторских работ по созданию энергетических реакторов, а также проверка на опытно-промышленных и лабораторных установках различных типов реакторов и схем АЭС для отбора из них наиболее экономичных и высоконадежных в эксплуатации.

Темпы развития атомной энергетики в тот период оказались невысокими, что во многом определялось бурным развитием гидро- и теплоэнергетики. Так, первые энергоблоки Белоярской и Нововоронежской АЭС строились одновременно с крупнейшими ГЭС Волжского каскада, гигантскими Братской и Красноярской ГЭС, крупными теплоэлектростанциями.

Реакторные установки АМБ Белоярской АЭС

С использованием опыта разработки и эксплуатации первой АЭС были созданы реакторные установки АМБ-100 и АМБ-200 на Белоярской АЭС с водо-графитовыми канальными реакторами с трубчатыми твэлами. Первый блок был пущен в эксплуатацию в 1964 г., второй мощностью 200 МВт – в 1967 г. На этих реакторах впервые в промышленном масштабе апробировалась схема ядерного перегрева пара в целях повышения коэффициента полезного действия (достигнуто значение в 37%). Эксплуатация энергоблоков АМБ сопровождалась значительным количеством отклонений и нарушений в работе. Первый блок был остановлен в 1984 г., второй – в 1989 г. До настоящего времени первые два энергоблока АЭС не выведены из эксплуатации. Схема ядерного перегрева пара не получила дальнейшего распространения в реакторостроении.

Само функционирование реакторов типа АМБ представляло собой, по сути, постоянный эксперимент. На реакторах прошли опытную эксплуатацию свыше 40 типов тепловыделяющих сборок двух назначений – испарительных и пароперегревательных. В тепловыделяющих сборках использовались различные топливные композиции – диоксид урана с магнием, диоксид урана с кальцием, уран-молибденовая. За период эксплуатации из реакторов было извлечено 7196 топливных каналов, из которых 2227 были отправлены на завод РТ-1.

Вопросы последующего обращения с топливом АМБ длительное время должным образом не анализировались. В 1970-х и 1980-х гг. исследовалась возможность переработки топлива на ПО «Маяк». Была показана принципиальная возможность организации начальных стадий процесса. Основные проблемы появлялись на этапе разделки сборок и их подготовки к растворению. До практической реализации переработки ОЯТ разработки доведены не были. Вопросы обращения с топливом АМБ превратились в долгую и болезненную проблему. До настоящего времени топливо этих реакторов хранится на Белоярской АЭС и на РТ-1.

Хранение ОЯТ АМБ на Белоярской АЭС осуществляется в двух бассейнах выдержки в 17-местных (тип К-17) или 35-местных (тип К-35) чехлах (кассетах) и в одно-местных пеналах.

Уже в начале 2000-х гг. наибольшую озабоченность у специалистов вызывало топливо, хранящееся в бассейнах выдержки в 17-местных кассетах, изготовленных из

черного металла (Ст-3). Большинство кассет К-17 находится в бассейнах выдержки более 20 лет и подверглись значительным коррозионным процессам. Все 35-местные чехлы изготовлены из нержавеющей стали (X18H10T), в них хранятся ОТВС менее 20 лет. В кассетах содержится порядка 20% поврежденных при эксплуатации ОТВС.

Срок эксплуатации чехлов из углеродистой стали составляет около 15 лет, поэтому все чехлы из Ст-3 потеряли свою герметичность из-за процессов коррозии и заполнены водой бассейнов выдержки. Вероятное состояние продуктов коррозии ОТВС АМБ — это смесь в виде пульпы из нерастворимых и растворимых продуктов коррозии компонентов топливной композиции с фрагментами графитовых втулок. Для аварийных (негерметичных) твэлов этот процесс будет иметь место сразу же после потери герметичности трубами чехлов.

Значительное количество ОТВС реакторов АМБ содержит топливо в виде крупки, запрессованной в магниевую матрицу. При нарушении герметичности оболочки твэла такая матрица подвержена коррозии в воде. В результате длительных коррозионных процессов, вызывающих разрушение ОТВС, топливо может оказаться на дне бассейна. По имеющимся данным, в растворенной форме находятся продукты коррозии радионуклидов цезия, стронция и европия благодаря их высокой растворимости в воде.

На заводе РТ-1 находится на хранении 131 кассета К-17, которые поставлялись туда в течение 10 лет, начиная с 1972 г. Кассеты размещены в глубоководной части бассейна выдержки. Кассеты из коррозионной стали в количестве 103 шт. и 28 кассет из черной конструкционной стали (Ст-3) хранятся в подвешенном состоянии на консолях бассейна. Для исключения преждевременного корродирования и попадания топлива в бассейн выдержки они помещены в нержавеющие пеналы.

Применяемый способ обеспечивает безопасное хранение ОЯТ и предотвращает загрязнение вод бассейна продуктами деления ОТВС, но не дает гарантии, что в будущем не возникнут проблемы, которые приведут в дальнейшем к разрушению топлива в кассетах, а также к необходимости отказа от хранения кассет в подвешенном состоянии.

Характеризуя проект АМБ в целом, следует отметить, что эта версия реакторных технологий оказалась тупиковой и привела к формированию значительного ядерного наследия, главным образом в виде отработавшего ядерного топлива.

Тяжеловодный корпусно-канальный реактор с газовым теплоносителем

Технический проект данной реакторной установки разработал Институт теоретической и экспериментальной физики имени А. И. Алиханова, который в течение всего периода строительства осуществлял научное руководство. Реактор был установлен на энергоблоке А-1 АЭС «Богунце» в Западной Словакии, пущенной в эксплуатацию в конце 1972 г.

Отработка тяжеловодного направления в реакторостроении осуществлялась Чехословакией по межправительственному соглашению с СССР. Почти все оборудование сконструировали и изготовили чехословацкие специалисты. Однако данное направление не получило развития, поскольку электростанция с тяжеловодным реактором оказалась сложной и малонадежной в эксплуатации. Энергоблок А-1 АЭС «Богунце» был остановлен в 1977 г. Топливо реактора вывезено на завод РТ-1.

Корпусные водо-водяные реакторы Нововоронежской АЭС

В сентябре 1964 г. был осуществлен энергетический пуск первого энергоблока Нововоронежской АЭС. В декабре 1964 г. мощность блока была доведена до проектной (210 МВт). Спустя два года был освоен повышенный уровень мощности (240 МВт), а в 1969 г. опробована работа энергоблока на мощности в 280 МВт.

В 1969 г. был принят в эксплуатацию второй энергоблок Нововоронежской АЭС (ВВЭР-365).

В августе 1984 г. после истечения срока промышленной эксплуатации корпуса реактора первый блок был остановлен для выполнения работ по реконструкции и модернизации. В 1986 г., после аварии на Чернобыльской АЭС, концепция безопасности атомных станций СССР была пересмотрена, работы по модернизации первого энергоблока прекращены.

Энергоблок до настоящего времени не выведен из эксплуатации. Тем не менее на нем после останова был апробирован большой набор технологий, важных как для обеспечения безопасности, так и для вывода из эксплуатации. Среди них отметим:

- экспериментальные исследования радиационной стойкости материалов корпусов реакторов первого и второго блоков, которые много дали для обоснования расчетов по продлению срока эксплуатации корпусов реакторов третьего и четвертого энергоблоков;
- отработку технологии «жесткой» дезактивации, в ходе которой показана высокая эффективность преддемонтажной дезактивации.

В качестве положительного момента эксплуатации первых двух энергоблоков Нововоронежской АЭС необходимо отметить замкнутость топливного цикла по ОЯТ. Топливо этих реакторов переработано на заводе РТ-1. В отношении обращения с РАО ситуация оставалась прежней: все образовавшиеся при эксплуатации блоков РАО хранились на площадке АЭС.

Первые водо-водяные реакторы Нововоронежской АЭС явились основой для перехода к строительству серийных блоков с реакторами ВВЭР. Серия блоков с реакторными установками ВВЭР-440 была построена на Кольской, Армянской, Ровенской АЭС, а также за рубежом – в Болгарии, Венгрии, Словакии, Чехии и Финляндии. Головной энергоблок № 5 стал серийным для Южно-Украинской, Калининской, Запорожской, Балаковской, Ростовской АЭС, а также для АЭС «Козлодуй» в Болгарии.

4.2. Программа развития атомной энергетики СССР

К первой половине 1960-х гг. сформировался довольно четкий взгляд на будущее атомной энергетики. Все большее число стран строили АЭС.

В 1966 г. в СССР был принят государственный план строительства АЭС до 1977 г. общей мощностью 11,9 тыс. МВт. Однако время внесло свои коррективы, и в 1971 г. была принята новая программа строительства АЭС до 1980 г., которая предусматривала повышение мощности АЭС уже до 26,8 тыс. МВт. Очередной программой развития атомной энергетики, принятой в 1980 г., предусматривался ввод до 1990 г. дополнительно 66,9 тыс. МВт и доведение суммарной установленной мощности АЭС в 1990 г. до 100 тыс. МВт.

На основе изучения зарубежного и отечественного опыта было признано целесообразным взять за основу два типа реакторов: первый – уран-графитовый по типу реактора Сибирской АЭС, второй – корпусной водо-водяной реактор по типу реактора Нововоронежской АЭС.

АЭС с реакторами РБМК-1000

Проект реактора-«миллионника» первого типа был разработан НИКИЭТом совместно с Институтом атомной энергии имени И.В. Курчатова и в 1965 г. представлен ученому совету Минсредмаша. Реактору было присвоено новое имя – РБМК (реактор большой мощности канальный).

Первый блок АЭС, получившей наименование Ленинградской, с этим типом реактора вошел в строй в 1973 г. (рис. 4.2.1). Серийно производимые РБМК составили основу мощной энергетики европейской территории СССР в виде следующих многоблочных станций: Ленинградской, Курской, Смоленской, Чернобыльской и Игналинской, сроки введения которых приведены в табл. 4.2.1.

Следует отметить особенность топливного цикла реакторов типа РБМК. Облученное в активной зоне реактора ядерное топливо в виде ОТВС без остановки энергоблока перегружается с помощью разгрузочно-загрузочной машины (РЗМ) в бассейн выдержки под защитный слой воды и хранится 1–3 года. Последующая схема обращения с ОЯТ данных реакторов изначально предполагалась двухэтапной. При этом на первом этапе планировалась выдержка в хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) на территории самой атомной станции. По мере выдержки отработавших ТВС в воде бассейна ХОЯТ уменьшается их радиоактивность и мощность остаточных энерговыделений. На втором этапе предполагалась разделка ОТВС в горячей камере на два пучка в связи с большой длиной тепловыделяющей кассеты (примерно



Рис. 4.2.1. Общий вид Ленинградской АЭС с реакторами РБМК-1000

Таблица 4.2.1

**Сроки ввода в эксплуатацию и снятия с эксплуатации блоков АЭС
с реакторами РБМК**

АЭС	Дата пуска блока	Дата остановки
Ленинградская (РБМК-1000)	1-й блок — декабрь 1973 г. 2-й блок — июль 1975 г. 3-й блок — декабрь 1979 г. 4-й блок — февраль 1982 г.	
Курская (РБМК-1000)	1-й блок — декабрь 1976 г. 2-й блок — январь 1979 г. 3-й блок — ноябрь 1983 г. 4-й блок — декабрь 1985 г.	
Чернобыльская (РБМК-1000)	1-й блок — сентябрь 1977 г. 2-й блок — декабрь 1978 г. 3-й блок — декабрь 1981 г. 4-й блок — декабрь 1983 г.	Ноябрь 1996 г. Октябрь 1999 г. 15 декабря 2000 г. Разрушен 26 апреля 1986 г.
Смоленская (РБМК-1000)	1-й блок — декабрь 1982 г. 2-й блок — май 1985 г. 3-й блок — январь 1990 г.	
Игналинская (РБМК-1500)	1-й блок — декабрь 1983 г. 2-й блок — август 1987 г.	31 декабря 2004 г. Планируется в 2009 г.

10 м), неприемлемой для транспортировки, с последующим вывозом с площадки АЭС на место централизованного хранения. Вопросы последующей переработки ОЯТ реакторов РБМК всегда оставались дискуссионными вследствие его характеристик. В силу многих причин была введена в эксплуатацию только первая очередь ХОЯТ: отделение приема и, собственно, бассейны хранения. Сложившийся и действующий без изменений до последнего времени технологический цикл обращения с ОЯТ предусматривает такие операции, как:

- ежедневная выгрузка ОТВС с помощью РЗМ; проверка на герметичность, дозиметрический контроль;
- размещение ОТВС в пеналах в отсеках бассейна выдержки, расположенных в пределах центрального зала реакторного отделения главного корпуса каждого энергоблока АЭС, и их хранение около полутора лет;
- периодическая загрузка ОТВС в вагон-контейнер ТК-8 с помощью РЗМ и вывоз ОЯТ в контейнерах ТК-8 с энергоблока в отдельно стоящее ХОЯТ-1 на территории АЭС. В вагоне-контейнере ОТВС перевозят сухими.

В отдельно стоящем здании ХОЯТ при этом производятся:

- выгрузка чехла из ТК-8 и его размещение в шахте отсека перегрузки приемного отделения ХОЯТ-1;
- поштучная выгрузка ОТВС из чехла и размещение в пенале;
- перемещение пенала с ОТВС в отделение хранения ОЯТ;
- пенальное хранение ОТВС в заполненном водой бассейне выдержки ХОЯТ-1.

Следует отметить, что приреакторные бассейны выдержки ОТВС, а также технологических каналов, дополнительных поглотителей, стержней СУЗ и датчиков обору-дованы необходимыми системами обеспечения безопасности. Бассейн выдержки

состоит из двух отдельных отсеков, представляющих собой железобетонные емкости. Отсеки бассейна изолированы, что обеспечивает возможность поочередного ремонта каждого из отсеков при условии перегрузки всех ОТВС из одного отсека в другой.

Принятая и действующая на АЭС с реакторами типа РБМК схема обращения с РАО предполагает различные виды переработки отходов и последующее их размещение в хранилищах АЭС.

АЭС с реакторами ВВЭР-1000

АЭС с реакторами ВВЭР-1000 (водо-водяной энергетический реактор) построены на Балаковской, Калининской (рис. 4.2.2), Нововоронежской и Ростовской (Волгодонской) АЭС (табл. 4.2.2).

Сегодня 9 энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 нарабатывают ежегодно около 200 т ОЯТ.

Топливный цикл реакторов ВВЭР-1000 изначально планировался как замкнутый. На ГХК было запланировано строительство перерабатывающего завода РТ-2. В силу экономического кризиса 1990-х гг. строительство завода РТ-2 не было завершено. В строй был введен только первый комплекс – мокрое централизованное хранилище ОЯТ.

Принятая и действующая до настоящего времени схема обращения с ОЯТ предусматривает определенную последовательность операций.

Отработавшее ядерное топливо во время остановки реактора на планово-предупредительный ремонт перегружается в бассейн выдержки под защитный слой воды и хранится там не менее трех лет. Хранение ОТВС в бассейне выдержки осуществляется в стеллажах. ОТВС, имеющие дефекты, устанавливаются в герметичные пеналы и также хранятся в стеллажах бассейна выдержки. Для пеналов с дефектными ОТВС в бассейне выдержки предусмотрены места в количестве не менее 0,5% от общей емкости бассейна. Такие ОТВС хранятся в течение всего срока службы энергоблока до снятия его с эксплуатации.

Выгруженные из ядерного реактора отработавшие три года ТВС содержат большое количество радиоактивных веществ («осколков» деления урана). Сразу после выгрузки активность одной отработавшей ТВС в среднем составляет 0,3 млн кюри, которые при



Рис. 4.2.2. Общий вид первого блока Калининской АЭС с реактором ВВЭР-1000

Сроки ввода в эксплуатацию на полную мощность блоков АЭС с ВВЭР-1000

АЭС*	Дата пуска блока
Нововоронежская	5-й блок — февраль 1981 г.
Балаковская	1-й блок — май 1986 г. 2-й блок — январь 1988 г. 3-й блок — апрель 1989 г. 4-й блок — декабрь 1993 г.
Калининская	1-й блок — июнь 1985 г. 2-й блок — апрель 1987 г. 3-й блок — ноябрь 2005 г.
Волгодонская	1-й блок — декабрь 2001 г.

* Указаны только АЭС России.

распаде выделяют энергию около 100 кВт. По мере выдержки ОТВС в воде бассейна выдержки уменьшается их активность и мощность остаточных энерговыделений.

Последующая схема обращения с ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 предполагает:

- загрузку ОТВС в ТУК-13, ТУК-13/1В или ТУК-10В в контейнерном отсеке бассейна выдержки;
- формирование спецшелона из вагон-контейнеров ТК-ВГ-13; отправку ОТВС с площадки АЭС;
- транспортирование на ГХК, в хранилище завода РТ-2;
- выгрузку ОТВС из ТУК-13, ТУК-13/1В, ТУК-10В в чехлы хранения;
- размещение чехлов с ОТВС в заполненном водой бассейне;
- хранение ОЯТ.

В условиях отсутствия вместительных приреакторных хранилищ ОЯТ должен осуществляться регулярный вывоз ОТВС с площадок АЭС после трехлетнего хранения в приреакторных бассейнах выдержки.

Принятая и действующая на АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 система обращения с РАО предполагает различные виды переработки отходов и последующее их размещение в хранилищах АЭС.

Билибинская АЭС

В период 1973–1976 гг. были пущены в эксплуатацию четыре энергоблока Билибинской АЭС с реакторами ЭГП-6. Эта атомная станция расположена в труднодоступном районе — на расстоянии 3000 км от ближайшей железной дороги и 400 км от морского порта. В связи с этим транспортная схема вывоза ОЯТ представляется несравненно более сложной.

Принятая и действующая до настоящего времени схема обращения с ОЯТ предполагает ряд операций. ОТВС реакторов ЭГП-6 во время остановки реактора на планово-предупредительный ремонт перегружается в бассейн выдержки под защитный слой воды. ТВС хранятся в стальных пеналах. Герметичные пеналы с ТВС заполнены азотом. После полного заполнения бассейна он осушается. Хранилище располагает тремя бассейнами выдержки проектной вместимостью каждого 836 ОТВС. После мо-

дернизации вместимость третьего бассейна выдержки увеличилась с 836 до 2050 ОТВС, а общая вместимость бассейнов составила 6400 ОТВС.

В проекте Билибинской АЭС отсутствовала технологическая схема по отправке ОЯТ с энергоблоков и транспортные средства по обеспечению транспортирования ОТВС в пределах площадки и вывоза ОТВС за пределы Билибинской АЭС. Аналогичная ситуация сложилась и с РАО.

О некоторых итогах развития атомной энергетики

В целом, характеризуя развитие атомной энергетики в период до чернобыльской аварии, следует отметить достижение значительных успехов в развитии атомной энергетике, а именно:

- введены в действие 39 энергоблоков АЭС единичной мощностью от 12 (Билибинская АЭС) до 1500 МВт (Игналинская АЭС);
- наибольший ввод мощностей достигнут в 1981–1985 гг. – 15,82 МВт, в том числе в 1985 г. – 5,0 МВт. В 1985 г. на АЭС СССР было произведено 167,4 млрд кВт·ч электроэнергии, что составило около 11% от общего объема производства электроэнергии в стране;
- коэффициент использования установленной мощности в 1985 г. в целом по АЭС составил 77,8%, в том числе на 12 энергоблоках он превысил 85%, а на двух – 90% (на четвертом энергоблоке Ленинградской АЭС – 91,1%, а на четвертом энергоблоке Нововоронежской АЭС – 92,8%).

Чернобыльская и ряд других аварий на атомных станциях как в СССР, так и за рубежом заставили серьезно переосмыслить вопросы безопасности атомной энергетике. Но, как и прежде, доминирующими были доводы о необходимости обеспечения безопасной эксплуатации АЭС.

Академик Н.А. Доллежал, например, выделял в 1989 г. три главных аспекта безопасности. Первый аспект – это обеспечение безопасной работы обслуживающего персонала, второй – это безопасность окружающей среды, то есть населения, животного мира, растительности и т. д. В отношении третьего аспекта дословно указывалось: «Третий аспект безопасности АЭС может быть отнесен к условным. Он связан с вынужденным хранением на АЭС выгруженного из реактора ядерного топлива и принятием мер предосторожности при его транспортировке» [1].

Подобные взгляды на проблемы обращения с ОЯТ, РАО и вывод из эксплуатации были достаточно широко распространены. Характерен тот факт, что вопросы обращения с РАО и вывода из эксплуатации в такой базовой публикации, как «Атомная наука и техника СССР», не рассматривались вовсе.

В другой крупной работе тех лет «Ядерная энергетика. Проблемы и перспективы. Экспертные оценки» вопросы обращения с РАО, ОЯТ и вывода из эксплуатации относятся на последующие периоды со следующей мотивировкой: «Иногда можно услышать требования оппонентов сначала решить все технические проблемы, возникающие при развитии ядерной энергетике, а только потом приступить к ее развертыванию. Но так никогда не бывает при развитии техники, особенно в таких капиталоемких отраслях, как энергетика. Технические проблемы обычно решаются тогда, когда возникает в этом реальная необходимость. Именно поэтому, а не в силу каких-либо непреодолимых трудностей, не решены сегодня еще полностью проблемы переработки и регенерации ядерного топлива, захоронения РАО и снятия с эксплуатации отработавших ресурс ядерных энергоблоков. Эти задачи станут действительно акту-

альными, по-видимому, к концу первого десятилетия следующего столетия, и к тому времени они должны быть решены» [3].

На практике подобный подход означал второстепенное внимание к рассматриваемым вопросам. В отношении РАО действовала практика размещения отходов на площадках АЭС. В отношении ОЯТ реализовывались разработанные ранее схемы обращения. Ситуацию не изменили ни принятие Федерального закона «Об использовании атомной энергии» от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ [4], ни 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 Российской Федерации от 30 января 2002 г. № 68 (с изменениями), ни 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 Российской Федерации от 21 сентября 2005 г. № 576. Среди причин сложившейся ситуации отметим следующие:

- мягкость формулировок указанных постановлений: эксплуатирующие организации «могут», а не «должны»;
- отсутствие выделения приоритетов в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности;
- реально тяжелое экономическое положение предприятий на протяжении почти пятнадцатилетнего периода;
- отсутствие жестких законодательных ограничений и обязательств по жизненному циклу ОЯТ, РАО и выводу ядерных объектов из эксплуатации.

В этих условиях на атомных станциях предпринимались значительные усилия по повышению безопасности их эксплуатации, по развитию систем обращения с ОЯТ и РАО, но главные вопросы – по замыканию циклов обращения по ОЯТ и РАО – оставались открытыми.

В результате подобного развития событий и крайне сложной экономической ситуации отдельные проблемы приобретали все большую остроту. Среди них:

- заполнение хранилищ ОЯТ реакторов РБМК на АЭС;
- заполнение централизованного хранилища ОЯТ реакторов ВВЭР-1000;
- заполнение станционных хранилищ РАО.

К середине 1990-х гг. критичность обращения с ОЯТ реакторов РБМК-1000 стала более чем очевидной. ОЯТ реакторов РБМК массой примерно 6000 т и активностью $1,1 \cdot 10^{20}$ Бк полностью хранится на площадках АЭС. Причем степень заполнения станционных хранилищ находится на пределе возможной (табл. 4.2.3).

Стала очевидной необходимость строительства новых хранилищ ОЯТ.

В соответствии со сложившейся практикой и перспективными планами основная деятельность по обращению с ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000 и РБМК-1000 возлагается на ФГУП «ГХК».

Решение о строительстве сухого хранилища отработавшего ядерного топлива ХОЯТ-2 на ГХК было принято в 1996 г., в первую очередь в интересах своевременной, регулярной, а в последующем и полной разгрузки приреакторных хранилищ АЭС с реакторами РБМК-1000. Проектная структура ХОЯТ-2: 23 000 т для ОЯТ реакторов РБМК-1000 и 15 000 т для ОЯТ реакторов ВВЭР-1000. Создание сухого хранилища на ГХК осуще-

Таблица 4.2.3

Заполнение хранилищ ОЯТ на АЭС с реакторами РБМК по данным на 2007 г.

АЭС	Вместимость хранилищ, шт. ОТВС	Количество ОТВС, шт.: всего / в т. ч. герметичных	Заполнение, %
Ленинградская	42 148	38 331/1933	91
Курская	36 000	34 343/1051	95,4
Смоленская	41 200	20 573/401	50,2

ствляется с 2001 г. Его проектная вместимость составляет 37 785 т. Однако только в рамках реализации ФЦП «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года» [5] предусматривается завершение его сооружения и ввод в эксплуатацию.

Проектная емкость централизованного мокрого хранилища для ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 ХОЯТ-1 на ГХК составляет 6000 т по диоксиду урана. Прием и хранение ОТВС на ГХК осуществляется с 1985 г.

В хранилище принимается ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 российских и зарубежных АЭС. В настоящее время в хранилище находится (включая зарубежное ОЯТ) около 5300 т, что составляет 90% полной его емкости. На временное технологическое хранение ОЯТ поступает с четырех российских (Нововоронежская, Балаковская, Калининская, Волгодонская), трех украинских (Южно-Украинская, Хмельницкая, Ровенская) атомных станций и с болгарской АЭС «Козлодуй». Ежегодное поступление ОЯТ только российских АЭС составляет около 200 т, а с учетом зарубежного – 300–350 т. При существующих темпах наработки ОЯТ заполнение хранилища может наступить уже в 2009–2010 гг. При этом ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 массой примерно 1000 т и активностью $3,0 \cdot 10^{19}$ Бк находится на АЭС.

Острой проблемой становится хранение жидких и твердых РАО, накопленных на АЭС.

Степень заполнения хранилищ жидких отходов на российских АЭС в 2005 г. в среднем составляла 62,4%. В то же время хранилища жидких отходов Ленинградской АЭС заполнены на 96%, Смоленской – на 78% и Кольской – на 76%.

Степень заполнения хранилищ твердых отходов на АЭС в 2005 г. в среднем составляла 69,3% (без учета заполнения хранилищ твердых отходов Волгодонской АЭС). Однако хранилища твердых отходов Курской, Смоленской и Ленинградской АЭС заполнены на 95, 86 и 82% соответственно.

Характеризуя ситуацию в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности в целом, нельзя не отметить существенное повышение качества эксплуатации, начиная с конца 1990-х гг. Также нельзя игнорировать наличие крупных проблем в области обращения с ОЯТ, РАО и вывода объектов из эксплуатации.

К концу 2005 г. ядерное наследие атомной энергетике характеризовалось следующим образом. В результате эксплуатации АЭС в Российской Федерации накоплено свыше 15 тыс. т ОЯТ, дальнейшее обращение с которым не обеспечено финансовыми средствами. Развитие инфраструктуры и технологий обращения с ОЯТ запаздывает настолько, что создает угрозу дальнейшей эксплуатации АЭС.

На АЭС накоплены большие объемы РАО, подавляющая часть которых не подготовлена к окончательной изоляции. При этом финансовые средства на окончательную изоляцию РАО не накоплены.

Энергоблоки АЭС, в том числе эксплуатировавшиеся 30 и более лет, не обеспечены резервами на вывод из эксплуатации.

Подобное ядерное наследие, ликвидация которого оценивается в сотни миллиардов рублей, не может быть охарактеризовано иначе, как тяжкое бремя. Возникает вопрос, а в чем его причины? Только в плановой экономике, существовавшей в СССР, последствия которой не преодолены до рассматриваемого периода времени. И это несмотря на то, что о данной проблеме постоянно говорят руководители всех уровней атомной отрасли, предлагают внесение соответствующих изменений в законодательные акты, а также пересмотр существующих различных подходов к объектам тепловой и атомной энергетики и аккумулярованию средств на вывод из эксплуатации только АЭС. Хотя, как известно, деятельность крупных ТЭЦ наносит не меньший, а гораздо больший вред окружающей среде и также требует огромных финансовых затрат на вывод объектов электроэнергетики из эксплуатации и реабилитацию пострадавших территорий. Наконец, это также проблема в разнице тарифов на электроэнергию, вырабатываемую, с одной стороны, атомными станциями, и с другой — тепловыми и гидроэлектростанциями. Унаследованный подход к ценообразованию на атомную электроэнергию, существовавший при социализме, вот уже почти два десятка лет никак не желает подчиняться законам рыночной экономики.

Нельзя забывать и об экологической стороне производства электроэнергии на АЭС и ТЭС, а также ГЭС. Экономическая эффективность и экологичность атомной энергетики практически доказаны. В этой связи остановимся на примере уже упоминавшейся выше Сибирской АЭС. В декабре 1973 г. была запущена Сибирская АЭС-2, на базе которой существовал комплекс теплоснабжения. Ученые подсчитали, что если бы вместо этой АЭС работала ТЭС на березовском угле, то за прошедшие 30 лет в атмосферу было бы выброшено 65 млн т углекислого газа, 300 тыс. т оксидов серы и 220 тыс. т оксидов азота, объем потребленного кислорода составил бы 52 млн т, а золошлаковые отходы содержали бы как токсичные элементы (мышьяк — до 300 т, ртуть — до 100 т), так и радионуклиды (калий-40 — до 4 т, уран-238 — до 60 т) [6].

Радиоактивное загрязнение, кстати, при работе ТЭЦ и ГРЭС составляет 12,5% общего радиационного фона, тогда как АЭС дает всего 0,2%.

Таким образом, важная роль отводится правилам игры, которые устанавливает государство. Это в полной мере относится к ситуации с установлением тарифов на электроэнергию, а также отчислениями, которые в течение жизненного цикла АЭС должны покрыть финансовые затраты, связанные с выводом ее из эксплуатации. Напомним, что в большинстве стран с развитой атомной энергетикой это было сделано параллельно с вводом атомных станций в эксплуатацию, т.е. на самом старте.

Список литературы к главе 4

1. Доллежал Н.А. У истоков рукотворного мира. М.: Знание, 1989.
2. Атомная наука и техника СССР / Под общей редакцией А.М. Петросьянца. М.: Энергоатомиздат, 1989.
3. Ядерная энергетика. Проблемы и перспективы. Экспертные оценки. М.: ИАЭ им. И.В. Курчатова, 1989.
4. Федеральный закон Российской Федерации от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии». С изменениями федеральных законов от 10 февраля 1997 г. № 28-ФЗ; от 10 июля 2001 г. № 94-ФЗ; от 11 ноября 2003 г. №140-ФЗ // Сайт Госкорпорации «Росатом» «rosatom.ru».
5. Постановление Правительства Российской Федерации от 6 октября 2006 г. № 605 «О Федеральной целевой программе «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года».
6. Бойко В.И., Кошелев Ф.П. Ядерные технологии в различных сферах человеческой деятельности. Томск: Изд-во ТГУ, 2006.

ГЛАВА 5

Радиационные факторы в структуре техногенных рисков

При оценке проблем ядерного наследия надо учитывать два аспекта. Первый связан непосредственно с наличием ядерно и радиационно опасных объектов оборонно-промышленного комплекса, не отвечающих современным требованиям. Это реальное наследие прошлого, которым необходимо заниматься, чтобы остановить продолжающееся накопление проблем и избавить будущие поколения от этого бремени.

Второй аспект связан с реалистичной оценкой радиационных рисков от этих объектов. Планируя работы по ликвидации ядерного наследия, нужно понимать, что, во-первых, текущие радиационные риски от объектов атомной отрасли пренебрежимо малы и, во-вторых, кроме радиационных рисков есть другие, гораздо более приоритетные с точки зрения воздействия на здоровье населения и окружающую среду. Например риски, связанные с традиционными видами энергетики, транспорта, химической и металлургической промышленности. Остановимся на этом подробнее.

Как известно, основную часть облучения население земного шара получает от естественных источников радиации. Большинство из них таковы, что избежать облучения от этих источников невозможно. Это разные виды излучений, которые попадают на поверхность Земли из космоса, а также поступают от радиоактивных веществ, находящихся в земной коре. Причем уровень получаемой населением дозы при облучении от естественных источников зависит от конкретного района Земли (в некоторых местах залегают особенно радиоактивные породы, а в других — нет). Доза облучения зависит и от образа жизни людей. Применение тех или других строительных материалов, использование для приготовления пищи газа, открытых угольных жаровен, герметизация помещений и даже полеты на самолетах увеличивают уровень облучения за счет естественных источников радиации. В целом эти источники ответственны более чем за 2/3 годовой эффективной эквивалентной дозы, получаемой населением.

Остальную часть радиации человек получает от искусственных источников радиации. Это главным образом медицинские процедуры и профессиональное облучение. Индивидуальные дозы, получаемые разными людьми от искусственных источников радиации, сильно различаются. В большинстве случаев эти дозы весьма невелики. Как правило, для техногенных источников радиации упомянутая вариабельность выражена гораздо сильнее, чем для естественных. Более того, порождаемое ими излучение обычно легче контролировать.

В структуре радиационного облучения населения вклад объектов атомной энергетики и промышленности пренебрежимо мал и составляет единицы процентов в общем облучении за счет природных и искусственных источников, а также медицинских процедур.

Ниже рассмотрим более подробно роль радиационных факторов в структуре техногенных рисков, основываясь на данных, подготовленных в, основном, в начале 2000-х гг. в связи с принятием известного пакета «атомных» законов [1–4], дающих возможность ввозить в страну на переработку и временное технологическое хранение ОЯТ из-за рубежа. За прошедшие после принятия данных законов годы соотношение рис-

ков практически не изменились. Деятельность по ввозу ОЯТ на длительное технологическое хранение не получила развития – не было заключено ни одного контракта на ввоз ОЯТ зарубежных атомных станций, а уровень восприятия опасности этой деятельности остался таким же высоким.

5.1. Радиационные риски

Несмотря на противоречивость оценок экологической безопасности ядерных энерготехнологий в общественном сознании и в средствах массовой информации, накопленный опыт и вся совокупность научных данных дает основание для абсолютно ясного и оптимистичного ответа на вопрос об их «экологической прочности».

В первую очередь это касается нормальной повседневной эксплуатации предприятий атомной энергетики и всего ядерного топливного цикла. Характерные примеры, иллюстрирующие состояние радиационной обстановки в Российской Федерации, дает процедура радиационно-гигиенической паспортизации. Составление радиационно-гигиенических паспортов организаций и территорий было предусмотрено ст. 13 Федерального закона «О радиационной безопасности населения». Почти десятилетняя практика составления таких паспортов показала, что эта идея трудно реализуема. В ряде субъектов Российской Федерации они до настоящего времени не составлены, а в большинстве других при их подготовке допускаются ошибки, связанные с трудностями оценки малых и сверхмалых доз облучения. В итоге арифметического суммирования недостоверно оцениваемых данных получаются результаты, которые не могут быть разумно объяснены. Достаточно привести один пример – радиационно-гигиенический паспорт Российской Федерации за 2002 г. Согласно этому документу (с. 40):

- «*Годовая эффективная коллективная доза населения*» за счет нормальной деятельности предприятий, использующих ИИИ, уменьшилась с 556 чел.-Зв в 2000 г. до 375,5 чел.-Зв в 2002 г.;
- «*Годовая эффективная коллективная доза населения*» за счет глобальных выпадений и прошлых радиационных аварий уменьшилась с 3813 чел.-Зв в 2001 г. до 1616 чел.-Зв в 2002 г.;
- «*Годовая эффективная коллективная доза населения*» за счет природных источников увеличилась с 328 315 чел.-Зв в 2001 г. до 380 261 чел.-Зв в 2002 г.

Отсутствие выраженных процессов сворачивания ядерной деятельности, стабильность особенностей радиационной обстановки, связанной с прошлыми авариями и глобальными выпадениями, и отсутствие глобальных явлений, которые привели бы к резкому изменению естественного фона, позволяют утверждать, что приведенные в паспорте данные не полностью соответствуют действительности.

Можно было бы подумать, что это издержки отладки процесса радиационно-гигиенической паспортизации. Но и в более поздних радиационно-гигиенических паспортах (Результаты радиационно-гигиенической паспортизации в субъектах Российской Федерации за 2008 год) повторяются те же ошибки. Обратим внимание на то, что дозы облучения за счет нормальной деятельности использующих ИИИ предприятий к 2006 г. уменьшились более чем в два раза в сравнении с 2001 г., а потом начали опять увеличиваться. Дозы за счет глобальных выпадений и прошлых радиационных аварий также ведут себя нестабильно. Дозы за счет природных источников увеличились с 328 315 чел.-Зв в 2001 г. до более чем 450 тыс. чел.-Зв. В последнем случае можно, правда, предположить, что происходит более полный учет данной составляющей (табл. 5.1).

Таблица 5.1

**Коллективная годовая эффективная доза облучения населения в 2006–2008 гг.
(Результаты радиационно-гигиенической паспортизации в субъектах
Российской Федерации за 2008 год)**

Компонент дозы	Коллективная доза, чел.-Зв (%)		
	2008 г.	2007 г.	2006 г.
За счет нормальной деятельности предприятий, использующих ИИИ	246,5 (0,04)	236,2 (0,04)	224,8 (0,04)
За счет глобальных выпадений и прошлых радиационных аварий	1 330 (0,24)	1 646 (0,31)	1 453 (0,28)
За счет природных источников излучения	464 142 (84,42)	447 645 (83,0)	417 565 (79,2)
За счет медицинских рентгенорадиологических исследований	84 140 (15,30)	90 031 (16,7)	108 094 (20,5)
За счет радиационных происшествий и аварий отчетного года	0,1 (0,0)	0,03 (0,0)	0,1 (0,0)
ВСЕГО	549 858	539 558	527 337

В целом следует заметить, что реалистичная оценка доз облучения населения – это предмет научной работы, а не административных процедур, связанных с заполнением паспортов. Но для содержания данного раздела важна не столько критика системы радиационно-гигиенической паспортизации, сколько подтверждение того внимания, которое уделяется радиационному фактору, и оценка вклада деятельности предприятий атомной промышленности в облучение населения.

В структуре радиационного облучения населения вклад объектов атомной энергетики и ЯТЦ при нормальной эксплуатации пренебрежимо мал и составляет единицы процентов в общем облучении за счет естественных природных источников и медицинских процедур.

Даже в районах расположения крупнейших предприятий ЯТЦ, в том числе ПО «Маяк», где в результате аварии 1957 г. были загрязнены значительные территории, годовые дозы для населения в 1993–2000 гг. составляли менее 5% от естественного радиационного фона, который равен 2–2,5 мЗв/год. Еще ниже техногенные дозы вблизи более современных предприятий, таких как ГХК (Красноярский край) и СХК (Томская обл.) (табл. 5.2). Для сравнения, годовые дозы от медицинских процедур составляют 1–3 мЗв/год.

Дозы облучения персонала предприятий атомной отрасли уже многие десятилетия ниже уровней, при которых имеются прямые научно обоснованные данные о значимых вредных для здоровья последствиях (рис. 5.1). Увеличение доз облучения в 2000 г. в сравнении с 1999 г. обусловлено исключительно изменением нормируемой величины в связи с введением НРБ-99. Профессиональное облучение работников Росатома сопоставимо со средними показателями облучаемости населения при медицинских процедурах.

Таблица 5.2

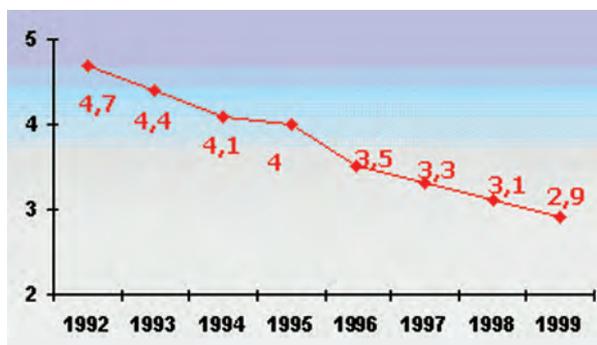
**Средняя годовая эффективная доза для населения, проживавшего
вблизи предприятий атомной отрасли России в 1993–1996 гг., мЗв/год [5]**

Предприятие	Численность населения, тыс. чел.	Годовая эффективная доза		
		Внешнее	Внутреннее	Всего
ПО «Маяк»	320	0,01	0,10	0,11
ГХК	200	0,03	0,02	0,05
СХК	400	0,0004	0,005	0,0054

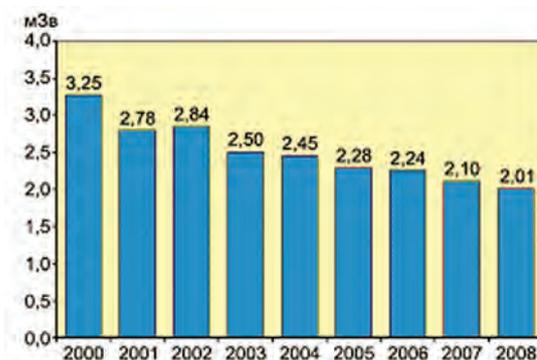
Система обеспечения безопасности, существующая в отрасли с начала 1960-х гг., и высокий уровень научной проработанности безопасности ядерных технологий привели к поразительным результатам в снижении потерь от специфического для отрасли радиационного фактора, особенно с учетом масштабов решаемых атомной отраслью задач в области обороны и мирного использования атомной энергии. Это иллюстрируют данные о числе пострадавших в атомной энергетике и промышленности СССР и России за более чем 60 лет ее деятельности. В общей сложности количество пострадавших с клиническими симптомами не превышает 700 человек, в том числе со смертельным исходом – 56 человек (табл. 5.3).

Важным интегральным критерием безопасности любой технологии является безопасность персонала, т. е. смертельный травматизм от всех факторов и профессиональные заболевания. Предприятия Росатома относятся к числу самых безопасных в России по данному критерию. Например, показатель «сутки потерянной жизни за год на одного работающего в отрасли» в Росатоме составляет 1/3 от средненационального значения, 1/2 от показателя легкой промышленности (рис. 5.2). В Росатоме наибольший вклад в этот показатель вносят строительные подразделения, а роль радиационного фактора пренебрежимо мала.

Действительно, дозы, получаемые сотрудниками атомной энергетики и промышленности при соблюдении требований безопасности, существенно меньше предельно допустимых. Они находятся на уровне доз, получаемых от природного фона. Так, в 2003 г. среднегодовая эффективная доза сотрудников АЭС России, стоящих на индивидуальном дозиметрическом контроле, составила 2,19 мЗв. К 2008 г. она опусти-



а



б

Рис. 5.1. Среднегодовые дозы облучения персонала предприятий атомной отрасли России, мЗв/год:
а) 1992–1999 гг.; б) 2000–2008 гг.

Таблица 5.3

Радиационные инциденты с пострадавшими работниками в атомной отрасли СССР/России [6]

Классификация инцидентов	Количество радиационных инцидентов		Количество пострадавших с клиническими симптомами	
	Всего	В т. ч. со смертельными исходами	Всего	В т. ч. умерших
1. Радиоизотопные установки и их источники	88	11	181	11
2. Реакторные инциденты, в т. ч: потеря контроля над критичностью реакторные инциденты	37	7	87	13
	19	6	49	10
3. Рентгеновские установки и ускорители, в т. ч.: рентгеновские установки ускорители	18	1	38	3
	37	—	40	—
4. Другие инциденты	26	—	28	—
	11	—	12	—
ИТОГО без чернобыльской аварии	222	3	242	3
Чернобыльская авария	384	21	550	28
ВСЕГО	1	1	134	28
	385	22	684	56

лась до 2,01 мЗв. При этом в качестве верхней границы нормы для персонала установлено значение в 20 мЗв/год за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв/год. В 2008 г. дозы в диапазоне от 20 до 50 мЗв/год получили 96 человек из 71,5 тыс. сотрудников, находившихся на индивидуальном дозиметрическом контроле.

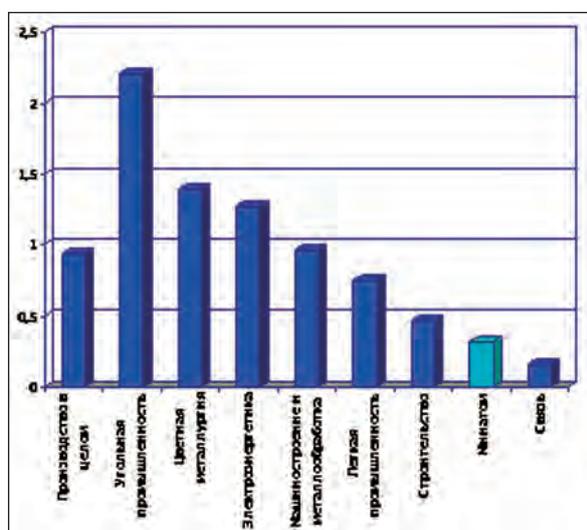


Рис. 5.2. Риски для персонала по отраслям, сутки потерянной жизни на одного работающего в отрасли за год

Верхняя граница соответствует уровню «приемлемого» риска согласно действующим в России нормам радиационной безопасности (НРБ-99). Приемлемым считается величина риска $5 \cdot 10^{-5}$ для населения (пять дополнительных случаев смерти в год на 100 000 человек) и $1 \cdot 10^{-3}$ для персонала ядерных объектов (один случай в год на 1000 работающих). Соответственно, для населения это 1 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв/год.

Стоит отметить, что эти нормативные значения соответствуют рекомендациям Международного комитета по радиационной защите и являются одними из наиболее жестких в мире – примерно в 2,5 раза ниже норм, установленных в США и Китае. Безопасность установленных радиационных нормативов подтверждается также обширными радиологическими, радиоэкологическими и эпидемиологическими исследованиями, проводимыми десятилетиями в ведущих странах мира и признанными всеми авторитетными научными организациями, в том числе НКДАР ООН, ВОЗ и др.

Таким образом, при нормальной эксплуатации предприятий атомной энергетики и промышленности уровни облучения подавляющей части персонала и всего населения находятся в области сверхмалых доз, риск вредности которых не только предельно мал, но и прямо не доказан, т. е. является гипотетическим.

5.1.1. Последствия аварий в ядерном оружейном комплексе и атомной энергетике

Более дискуссионным является вопрос о масштабах последствий для здоровья населения прошлых и потенциально возможных аварий на ядерных объектах. Наиболее противоречиво в этом плане общественное восприятие радиационных последствий самых крупных в истории атомной энергетики и промышленности аварий, и в первую очередь на Чернобыльской АЭС. Здесь разброс в представлениях общественности и СМИ о количестве человеческих потерь колеблется от десятков тысяч до нескольких миллионов.

Приведем данные о последствиях облучения, полученные Российским медико-дозиметрическим регистром по результатам наблюдения за участниками ликвидации чернобыльской аварии и жителями радиоактивно-загрязненных территорий России за прошедшие после аварии два с лишним десятилетия. Общая численность этой когорты – около 400 тыс. чел. (табл. 5.4).

Количество пострадавших в чернобыльской аварии в сотни раз меньше, чем при химической аварии в индийском городе Бхопал (2800 погибших и 200 тыс. пострадавших) или аварии на продуктопроводе в Башкирии, приведшей к гибели 800 человек. Оно меньше, чем число жертв ежегодно происходящих крупных транспортных происшествий и аварий.

Таким образом, по числу заболевших и умерших непосредственно от радиационного фактора чернобыльская авария не может быть отнесена не только к разряду катастроф, но даже крупных техногенных аварий.

Что касается окружающей среды, то следствием радиационного воздействия аварии на Чернобыльской АЭС была гибель 560 га леса в зоне, прилегающей к четвертому блоку. Уже через год после аварии были созданы условия для нормального роста растительности в данной зоне. Эти масштабы не так велики, если сравнить их с последствиями от «нормальной» эксплуатации объектов традиционной энергетики, металлургических и химических предприятий, когда гибнут сотни тысяч гектаров леса. Так, техногенная пустыня в зоне воздействия Норильского никелевого комбината с

Таблица 5.4

Авария на Чернобыльской АЭС: отдаленные эффекты среди жителей России [7]

Контингент	Локализация	Число выявленных случаев	В т.ч. радиогенные	Спонтан по России
Пожарные, персонал, ликвидаторы	ОЛБ	134	134	
	Из них умерло	31	28	
Участники ликвидации последствий аварии (116 тыс. чел.)	Лейкозы	145	50	92±35
	Рак щитовидной железы	55	12	42±11
Дети в Брянской области	Лейкозы	—	—	
	Рак щитовидной железы	170	55	112±30

необратимыми на десятки лет изменениями природы составляет 600 тыс. га, а в зоне «Североникеля» — 50 тыс. га.

Медицинские последствия аварий и инцидентов на объектах атомной энергетики и промышленности неизмеримо меньше последствий, связанных с другими видами промышленной деятельности таких же масштабов. И это с учетом Чернобыля, аварии 1957 г. на ПО «Маяк» и санкционированных сбросов радиоактивных отходов в реку Теча в 1949–1950 гг. Анализ данных за 60 лет существования атомной энергетики и промышленности СССР/России показывает, что в самой атомной отрасли вклад радиационного фактора в потери трудового потенциала пренебрежимо мал в сравнении с нерадиационными факторами профессиональной вредности и травматизмом на производствах отрасли.

Ограниченность радиологических последствий крупных радиационных аварий не означает их приемлемости. Аварии, подобные чернобыльской, безусловно, неприемлемы с точки зрения социальных и экономических потерь, связанных с эвакуацией населения и нарушением условий жизнедеятельности людей, высоким уровнем психологического стресса.

Анализ причин возникновения этих аварий указывает на недопустимость нарушения сложившейся системы управления и обеспечения ядерной и радиационной безопасности. При строгом соблюдении жестких приоритетов безопасности и реализации новых подходов к физическим принципам их обеспечения «аварийные» риски за пределами промышленной площадки предприятий отрасли можно свести практически к нулю.

5.1.2. Сравнительный анализ техногенных экологических рисков для здоровья населения

При оценке экологичности ядерных технологий важен нормативно-правовой аспект. Сравнение методов и сложившейся системы практической реализации защиты здоровья человека и охраны окружающей среды от радиоактивных и химических загрязнителей показало их серьезные отличия и несбалансированность. Это касается всех

элементов регулирования — подходов к нормированию, методик определения допустимых выбросов и сбросов, возможностей мониторинга и отношения к соблюдению установленных регламентов.

Различие начинается с подходов к нормированию. По отношению к химическим загрязнителям применяется так называемая пороговая концепция. То есть считается, что вред здоровью от химических загрязнителей наступает начиная с некоторой пороговой дозы. По отношению к ионизирующим излучениям принята беспороговая концепция, то есть считается, что радиация вредна в любой сколь угодно малой дозе. Это различие можно было бы считать непринципиальным, если бы беспороговая концепция не являлась лишь научной гипотезой, которая до сих пор не получила подтверждения в эпидемиологических исследованиях.

Второе принципиальное различие состоит в подходах к определению нормативов. Проиллюстрируем это на примере исследований по оценке риска воздействия факторов внешней среды на здоровье человека [12]. Концептуальная схема исследования показана на рис. 5.3.



Рис. 5.3. Концептуальная схема оценки риска неблагоприятных последствий

Теоретически риски от химически вредных веществ на уровне предельно допустимых концентраций должны быть на примерно одинаковом уровне, однако было показано, что для разных канцерогенов загрязнение на уровне ПДК соответствует рискам, которые различаются между собой на 1–2 порядка. В большинстве своем они существенно (на порядок и более) выше, чем гипотетические риски, связанные с хроническим облучением населения дозой на уровне 1 мЗв (аналог ПДК для ионизирующего излучения). В ряде случаев риски от вредных химических веществ на уровне их ПДК находятся на неприемлемо высоком уровне (рис. 5.4).

Третье принципиальное различие состоит в следующем. Действующая сегодня система радиационного мониторинга позволяет фиксировать изменения в окружающей среде на уровнях колебаний естественного фона, лежащих на 5–7 порядков ниже уровней ПДК. В то же время мониторинг химического загрязнения воздуха не позволяет в полной мере оценить концентрации химических загрязнителей в окружающей среде и определить степень опасности загрязнения атмосферного воздуха для здоровья населения. В сети наблюдений Росгидромета контролируется только 70 загрязняющих веществ из 300, а на большинстве постов — не более 5–10 токсичных примесей. Зачастую в воздухе не контролируется содержание наиболее опасных загрязнителей, а чув-

ствительность применяемых методов определения многих загрязняющих веществ находится на уровне их ПДК. Соотношение уровней мониторинга радиоактивных и химических загрязнителей атмосферного воздуха иллюстрирует рис. 5.5.

В результате воздействия химических загрязнителей, например таких, как свинец и формальдегид, реально происходит и существенное повышение заболеваемости населения. Оценки потенциального риска нарушения здоровья в результате хронического воздействия атмосферного воздуха, загрязненного соединениями свинца или формальдегида, для некоторых городов России (Москва, Комсомольск-на-Амуре и т. д.) в предположении сохранения существующих уровней загрязнения в течение 25 лет дают величины порядка 0,3–0,78. Это означает, что интенсивному вредному воздействию от этих веществ в указанных городах подвержена значительная часть, а иногда большинство населения.

В то же время в последние годы не отмечены случаи превышения ПДК по радиоактивным веществам. В атмосферном воздухе 185 городов России (72% городов с действующей системой наблюдения) с суммарным числом жителей 60 млн чел. средние за год концентрации контролируемых радиоактивных веществ не превышали ПДК. Одновременно по вредным химическим веществам в городах, где среднегодовые концентрации вредных взвешенных веществ и диоксида азота были выше 10 ПДК, проживает около 30 млн чел.

Сравнительные оценки рисков от техногенного облучения и от загрязнения окружающей среды химически вредными веществами (табл. 5.5) показывают, что вклад радиационных рисков техногенного происхождения пренебрежимо мал в сравнении с рисками, связанными с химически вредными загрязнителями.

Достаточно привести данные по количеству ежегодных преждевременных смертей в России, связанных с химическим загрязнением только атмосферного воздуха. Такие оценки проводились отечественными и зарубежными специалистами по общепринятым в западных странах методикам и давали значение на уровне 25–30 тыс. дополнительных смертей ежегодно (табл. 5.5). Эти годовые потери стократно превышают потери от радиационного фактора за всю 60-летнюю историю атомной энергетики и промышленности в СССР/России.

Высокую экологичность предприятий ЯТЦ подтверждают и официальные данные природоохранных ведомств. Ни в одном из субъектов Российской Федерации предприятия отрасли не дают решающего вклада в загрязнение окружающей природной среды.

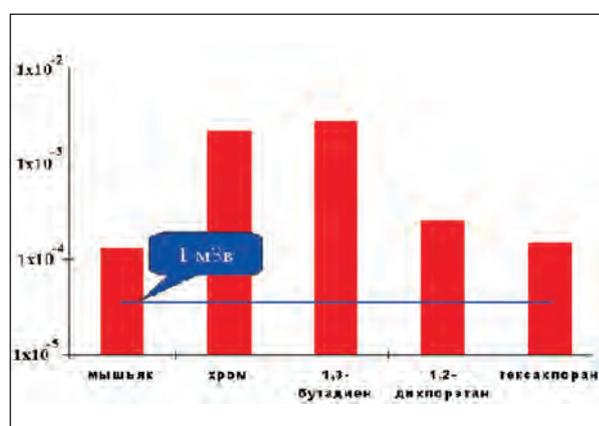


Рис. 5.4. Канцерогенные риски от химических и радиоактивных веществ на уровне нормативов

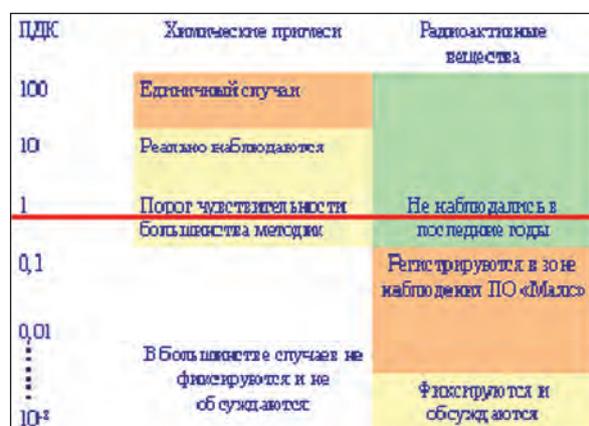


Рис. 5.5. Мониторинг и контроль загрязнения атмосферного воздуха

Таблица 5.5

Индивидуальные годовые риски смерти для населения России

Причины	Подвержено, млн. чел.	Риски
Все причины	70 (мужчин)	$1,2 \cdot 10^{-2}$
Несчастные случаи	70 (мужчин)	$2,4 \cdot 10^{-3}$
Сильное загрязнение воздушной среды	20–30	$1,0 \cdot 10^{-3}$
Зона отселения Чернобыльской АЭС	0,1*	$8,0 \cdot 10^{-5}$ **
Проживание вблизи АЭС (сбросы, выбросы)	0,3	$10^{-7} - 10^{-8}$ **
* – 0,1 млн чел. в загрязненных районах Украины, Беларуси и России; ** – гипотетические риски малых доз.		

Таким образом, существующая нормативно-правовая база в области охраны окружающей среды и защиты здоровья населения при чрезмерной и научно необоснованной жесткости в области радиационной безопасности устанавливает неоправданно высокие допустимые уровни загрязнения по химически вредным веществам.

Такой дисбаланс в законодательстве и нормах является серьезным препятствием для реализации эффективной экологической политики и развития высокоэкологических технологий.

5.1.3. ОЯТ и социально-экологические программы

Говоря о реалистичной оценке радиационных рисков, нельзя не сказать о проблемах обращения с отработавшим ядерным топливом, которые вызывают наибольшую озабоченность общественности. Острые дискуссии в начале 2000-х гг. вызвал предложенный руководством Минатома России проект, связанный с ввозом в Россию ОЯТ зарубежных АЭС.

Российский и мировой опыт показывает, что обращение с ОЯТ может быть безопасным. Это подтверждают данные по снижению коллективных эффективных доз персонала, работающего на заводе по переработке ОЯТ во Франции, приведенные на рис. 5.6. За 10 лет, с 1988 по 1998 г., дозы там были снижены в 10 и более раз.

Коммерческой переработкой ОЯТ занимаются Великобритания (BNFL – с 1964 г.) и Франция («Cogema» – с 1966 г.). В 2001 г. BNFL имела заказы на переработку 3700 т ОЯТ с АЭС Великобритании и 6000 т из других стран. Объемы переработки компании «Cogema» – 8000 т с французских АЭС и 16 000 т из других стран. В Японии завершается достройка завода по переработке ОЯТ с проектной мощностью 1200 т ОЯТ в год.

В России завод РТ-1 на ПО «Маяк» проводит переработку ОЯТ энергетических, транспортных, исследовательских и промышленных реакторов. За 20 лет работы, с 1977 по 1997 г., завод переработал более 3000 т ОЯТ. На предприятии, как и везде в отрасли, наблюдается снижение дозовых нагрузок на персонал (рис. 5.7). К сожалению, отсутствие серьезных инвестиций в модернизацию производства не позволило добиться таких же темпов снижения доз облучения персонала, как на зарубежных предприятиях.

Существует также «мокрое» хранилище завода РТ-2 на Горно-химическом комбинате. На конец 2009 г. там хранилось почти 6000 т ОЯТ.

Значительная по масштабам практика обращения с ОЯТ в разных странах дает возможность оценить безопасность на всех этапах. Результаты таких исследований обоб-

щаются в документах международных организаций. В частности, в докладе Агентства по атомной энергии Организации экономического сотрудничества и развития (NEA OECD, 2001 г.) обоснован вывод о том, что радиологическое воздействие на персонал и население территорий, близлежащих к перерабатывающим ОЯТ предприятиям, незначительно. Это облучение существенно ниже установленных дозовых пределов для персонала и населения и пренебрежимо мало по сравнению с облучением людей естественными природными источниками радиации.

Важным является сделанный в докладе вывод об отсутствии принципиальных различий между открытым (без переработки ОТВС) и закрытым топливным циклом (с переработкой ОТВС) с точки зрения радиационного воздействия на персонал и население. Отличия так малы, что не могут быть использованы как аргумент в пользу того или иного варианта ЯТЦ.

В докладе также отмечается, что наметилась тенденция снижения выбросов и сбросов на всех стадиях ЯТЦ и что она особенно заметна на заводах по переработке ОЯТ.

Результаты оценок радиологического воздействия на население (на 500 лет вперед) и персонал (50 лет работы), связанного с обращением с 20 тыс. т ОЯТ (табл. 5.6), дают максимальную величину коллективной дозы порядка 250 чел.-Зв, и даже маловероятные аварии не изменяют порядка величины. Заложенные в действующих нормативах представления, основанные на линейной беспороговой гипотезе, соотносят эту коллективную дозу с 250 годами потерянных лет человеческой жизни для всей популяции облучаемых лиц. Величины индивидуальных рисков для населения, которое живет и будет проживать в регионах обращения с ОЯТ, находятся на уровнях ниже 10^{-8} случаев в год.

Таблица 5.6

Оценки коллективных доз облучения в связи с обращением с 20 000 т ОЯТ, чел.-Зв.

Стадия обращения	Персонал	Население
Транспортировка	2	<1
Хранение	40	<1
Переработка	10—200	50
Захоронение	<1	<1



Рис. 5.6. Динамика коллективных эффективных доз персонала на заводе по переработке ОЯТ компании «Согета» (Франция)

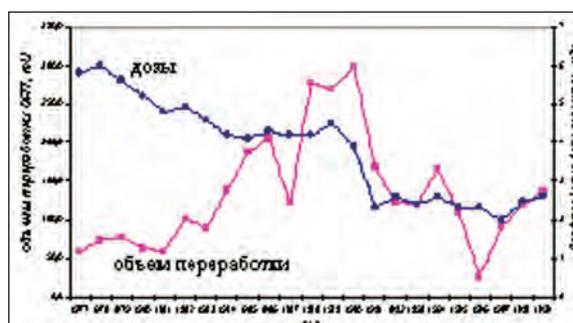


Рис. 5.7. Динамика среднегодовых эффективных доз персонала на заводе РТ-1 по переработке ОЯТ

К настоящему времени накоплено большое количество объективных данных, позволяющих сделать заключение об отсутствии строго доказанного радиационного канцерогенеза в области малых доз облучения (до 100 мЗв по накопленной эффективной дозе). Таким образом, радиационные риски для населения, связанные с обращением с ОЯТ, находятся в диапазоне пренебрежимо малых гипотетических рисков.

Принятый в июле 2001 г. пакет «атомных» законов теоретически позволил России выйти на международный рынок ядерного топлива, но так и не заработал в области ввоза ОЯТ зарубежных АЭС, что свидетельствует о большой конкурентной борьбе в этой сфере.

Стратегическая цель, которую преследовал Минатом России, добиваясь внесения изменений в законы «Об охране окружающей среды» и «Об использовании атомной энергии», – заработать в течение ближайших лет около 20 млрд долл. и решить с помощью этих средств многочисленные экономические и социальные, а также экологические проблемы, связанные с ядерным наследием. Достичь этой цели имевшимися средствами не удалось.

В этой связи нельзя не упомянуть, что подходы МПР России, унаследованные от Госкомэкологии России, не всегда были адекватны ситуации. Например, первым Законом Российской Федерации об охране окружающей среды (1991 г.) понятия чрезвычайной экологической ситуации и экологического бедствия определялись следующим образом [8]:

- «Чрезвычайная экологическая ситуация – происходят устойчивые отрицательные изменения в окружающей природной среде, угрожающие здоровью населения...»;
- «Экологическое бедствие – глубокие необратимые изменения окружающей природной среды, повлекшие за собой существенное ухудшение здоровья населения, нарушение природного равновесия...».

В таком случае, следуя представленным в табл. 5.7 критериям отнесения территорий к зонам экологического бедствия и чрезвычайной экологической ситуации по радиационному фактору, население Финляндии, получающее среднегодовую дозу облучения от природной компоненты 8 мЗв/год, проживает (согласно российским нормам) в зоне чрезвычайной экологической ситуации.

Сложившиеся противоречия и чрезмерная жесткость норм в области радиационной безопасности осознается ведущими учеными России и авторитетных международных организаций.

Подходы к решению экологических проблем в современном мире зафиксированы в концепции устойчивого развития. Она предполагает объективное ранжирование экологических рисков и поэтапное их снижение за счет использования потенциала

Таблица 5.7

**Противоречивость санитарно-экологических критериев
(по Критериям радиационной безопасности, 1992 г.)**

Показатель	Параметры		Относительно удовлетворительная ситуация
	Экологическое бедствие (ст. 59)	Чрезвычайная экологическая ситуация (ст. 58)	
Эффективная доза облучения, мЗв/год	Более 10	5–10	Менее 1
Риск	Более $5 \cdot 10^{-4}$	$(2,5-5) \cdot 10^{-4}$	Менее $5 \cdot 10^{-5}$

растущей экономики и совершенствования системы регулирования экологических рисков. Пример жарких дискуссий вокруг проблемы ввоза ОЯТ зарубежных АЭС в начале 2000-х гг. ясно продемонстрировал отсутствие рациональных ориентиров при ранжировании разных рисков не только в общественном сознании, но и в существовавшей нормативно-правовой базе в сфере охраны природной среды и здоровья населения. Именно поэтому за последнее десятилетие она претерпела существенные изменения и приобрела настоящий вид [9].

Список литературы к главе 5

1. Указ Президента Российской Федерации от 10 июля 2001 г. № 828 «О специальной комиссии по вопросам ввоза на территорию Российской Федерации облученных тепловыделяющих сборок зарубежного производства» // Российская газета. 2001. 13 июля. № 132 (2744).
2. Федеральный закон Российской Федерации от 10 июля 2001 г. № 92-ФЗ «О специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязненных участков территории» // Российская газета. 2001. 13 июля. № 132 (2744).
3. Федеральный закон Российской Федерации от 10 июля 2001 г. № 93-ФЗ «О внесении дополнений в статью 50 Закона РСФСР «Об охране окружающей природной среды» // Российская газета. 2001. 13 июля. № 132 (2744).
4. Федеральный закон Российской Федерации от 10 июля 2001 г. № 94-ФЗ «О внесении дополнений в Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» // Российская газета. 2001. 13 июля. № 132 (2744).
5. United Nation. Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. 2000 Report to the General Assembly. United Nations, New York, 2000.
6. Данные Государственного научного центра Российской Федерации «Институт биофизики».
7. Цыб А.Ф., Иванов В.К. Результаты Российского государственного медико-дозиметрического регистра.
8. Закон РСФСР «Об охране окружающей природной среды» // Ведомости Съезда народных депутатов Российской Федерации и Верховного Совета Российской Федерации. 1992. № 10.
9. Закон Российской Федерации от 20 декабря 2001 г. № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды» (с изменениями на 14 июля 2008 г.) // cnd9.pirit.info/document/901808297.html.
11. Радиационно-гигиенический паспорт Российской Федерации за 2008 г. М.: Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека. 2009. С. 49–50.
12. Онищенко Г.Г., Новиков С.М., Рахманин Ю.А., Авалиани С.Л., Буштуева К.А. Основы оценки риска для здоровья населения при воздействии химических веществ, загрязняющих окружающую среду / Под ред. Ю.А. Рахманина, Г.Г. Онищенко. М.: НИИ ЭЧ и ГОС, 2002. 408 с.

ГЛАВА 6

Системы управления ядерной, радиационной безопасностью и охрана окружающей природной среды

Основами государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2010 года и дальнейшую перспективу определено, что обеспечение ядерной и радиационной безопасности соответствует приоритетным задачам социально-экономического развития и является одной из важнейших составляющих национальной безопасности Российской Федерации. Воплощая положения этого документа, в 2006–2007 годах начался реальный поворот в сторону скорейшего решения приоритетных задач ядерной и радиационной безопасности, когда была принята программа развития атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года. К этому моменту была сформулирована кардинальная стратегия масштабного решения накопленных в области ядерной и радиационной безопасности проблем, без которой развивать атомный энергопромышленный комплекс было невозможно. Ее практической реализацией для решения самых острых проблем обеспечения безопасности стала разработка и принятие федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». Заказчик-координатор ФЦП – Госкорпорация «Росатом».

6.1. Системы обеспечения безопасности объектов атомной энергетики и ядерно и радиационно опасных объектов

Одной из важнейших задач, решаемых госкорпорацией по обеспечению безопасности атомной отрасли является задача обеспечения текущего безопасного функционирования объектов использования атомной энергии на всех этапах их жизненного цикла.

Текущее состояние ядерной и радиационной безопасности на предприятиях атомной энергетики и ядерного топливного цикла органом государственного регулирования безопасности – Ростехнадзором – в течение двух последних десятилетий оценивается как удовлетворительное. За 10 лет число нарушений в работе российских АЭС сократилось в 2,5 раза. Количество наиболее серьезных нарушений, связанных с автоматической остановкой блоков из критического состояния, вдвое ниже среднемировых показателей.

Снижаются сбросы и выбросы радиоактивных веществ. Устойчивый характер имеют тенденции по снижению облучаемости персонала.

Сейчас, в период выполнения структурных преобразований и начала реализации программ развития, для отрасли очень важно закрепить и упрочить эти положительные тенденции. Хотя структурные преобразования существенно сказываются на организационных аспектах обеспечения безопасности, они не должны снижать достигнутого уровня безопасности атомной отрасли. Эти изменения сегодня затрагивают в большей мере механизмы хозяйственного управления отраслью, главным образом в части экономических аспектов деятельности.

6.1.1. Управление обеспечением безопасности

Структура Госкорпорации «Росатом» ориентирована на эффективное выполнение законодательно определенных полномочий и функций госкорпорации в области государственного управления использованием атомной энергии, среди которых одной из основных является «обеспечение безопасности и охраны окружающей среды при использовании атомной энергии».

Большинство действующих и вновь создаваемых департаментов Росатома в той или иной степени занято вопросами обеспечения безопасности. Так, в 2008 г. приступил к работе Департамент генеральной инспекции Госкорпорации «Росатом». Целью деятельности департамента является контроль соблюдения установленных требований по безопасности для предупреждения и профилактики нарушений на ядерно и радиационно опасных объектах Госкорпорации «Росатом». Основными задачами департамента являются:

- организация и проведение проверок (инспекций) соблюдения установленных требований ядерной, радиационной, промышленной и пожарной безопасности, состояния охраны труда и охраны окружающей среды на ядерно и радиационно опасных объектах Госкорпорации «Росатом»;

- анализ нарушений, выявление причин этих нарушений и выработка рекомендаций и предложений руководству Госкорпорации «Росатом» по устранению выявленных нарушений и их профилактике;

- проверка, анализ и оценка эффективности работы инспекций организаций Госкорпорации «Росатом» по контролю за ядерной, радиационной, промышленной и пожарной безопасностью, за состоянием охраны труда и охраны окружающей среды.

Кроме отраслевых органов надзор за безопасностью подведомственных Госкорпорации «Росатом» объектов осуществляют органы государственного надзора и контроля – Ростехнадзор, Минобороны России, МЧС России, ФМБА России и др.

Основным структурным подразделением Росатома по комплексному решению вопросов безопасности является Департамент ядерной и радиационной безопасности, лицензионной и разрешительной деятельности.

Департамент решает следующие основные задачи:

- Формирование и проведение в отрасли в пределах своей компетенции государственной политики в области обеспечения ядерной, радиационной, специальной (в части ядерных зарядов, ядерных боеприпасов и их составных частей), производственной безопасности, охраны труда, охраны окружающей среды, защиты персонала и территорий организаций и подведомственных предприятий госкорпорации от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера, готовности сил и средств к действиям в случае чрезвычайных ситуаций в подведомственных организациях госкорпорации, государственного контроля за выполнением мероприятий по их предупреждению, мобилизационной подготовки и мобилизации, гражданской обороны, учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, безопасности при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и изделиями из них, с радиоактивными отходами с учетом мирового опыта, результатов научных исследований и международного научно-технического сотрудничества.

- Организация и обеспечение выполнения норм ядерной и радиационной безопасности при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и изделиями из них, а также с радиоактивными отходами в подведомственных организациях госкорпорации.

- Организация и осуществление лицензионной и разрешительной деятельности, работ по техническому регулированию в области использования атомной энергии, стандартизации, метрологии и сертификации.

- Организация и участие в формировании и совершенствовании нормативной правовой базы, регламентирующей деятельность по обеспечению безопасности, включая техническое регулирование, лицензирование деятельности организаций по использованию ядерных материалов и радиоактивных веществ при проведении работ по использованию атомной энергии в оборонных целях.

- Организация, планирование и обеспечение мобилизационной подготовки и мобилизации, а также гражданской обороны в отрасли.

- Организация и обеспечение работ по осуществлению госкорпорацией функций государственного заказчика-координатора и государственного заказчика работ по соответствующим федеральным целевым программам и целевым программам ведомства в области обеспечения безопасности, в том числе по государственному оборонному заказу. Организация разработки и выполнения федеральных целевых программ и целевых программ ведомства по повышению безопасности в пределах своей компетенции.

- Организация и координация деятельности организаций различных форм собственности по выполнению обязательств, вытекающих из членства Российской Федерации в международных организациях и участия в международных договорах по вопросам, отнесенным к компетенции департамента.

Под руководством департамента осуществляется функционирование отраслевой подсистемы государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций (РСЧС), отраслевой системы управления охраны труда (ОСУОТ), аварийно-спасательной службы Росатома (АСС) и ряда других.

Департамент обеспечивает выполнение госкорпорацией следующих функций:

- Государственного компетентного органа по ядерной и радиационной безопасности при транспортировании (перевозках) ядерных материалов, радиоактивных веществ и изделий из них, а также радиоактивных отходов.

- Лицензирующего органа, осуществляющего лицензирование деятельности организаций по использованию ядерных материалов и радиоактивных веществ при проведении работ по использованию атомной энергии в оборонных целях, включая разработку, изготовление, испытание, транспортирование (перевозку), эксплуатацию, хранение, ликвидацию и утилизацию ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения.

- Постоянно действующего органа управления для решения задач в области защиты персонала и территорий подведомственных организаций госкорпорации от чрезвычайных ситуаций в сфере деятельности госкорпорации на федеральном уровне единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций (РСЧС).

- Органа по принятию решений о признании организаций пригодными эксплуатировать ядерные установки, радиационные источники или пункты хранения и осуществлять деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников или пунктов хранения, а также деятельность по обращению с ядерными материалами и радиоактивными веществами.

- Государственного заказчика-координатора и государственного заказчика работ по федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

- Национального компетентного органа и пункта связи, ответственного за направление и получение оповещений и информации о ядерной аварии в соответствии с Конвенцией об оперативном оповещении о ядерной аварии, Конвенцией о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации и международными соглашениями и договорами Российской Федерации в этой сфере деятельности.

Для эффективного исполнения функций в области обеспечения безопасности и готовности к действиям в условиях чрезвычайных ситуаций Департаментом ядерной и радиационной безопасности, лицензионной и разрешительной деятельности во взаимодействии с другими департаментами Росатома и надзорными органами созданы и успешно функционируют специализированные системы. К числу наиболее значимых относятся системы:

- лицензирования при использовании радиоактивных материалов в военных целях;
- признания организации пригодной эксплуатировать ядерные реакторные установки;
- обеспечения функции государственного компетентного органа по обеспечению ЯРБ при транспортировке ЯМ и РВ;
- учета и контроля РВ и РАО;
- автоматизированного контроля радиационной обстановки (АСКРО);
- обучения, проверки знаний и аттестации персонала по вопросам безопасности;
- предупреждения и ликвидации ЧС на объектах Росатома (ОСЧС);
- аварийно-спасательной службы Росатома (АСС) и аварийного реагирования;
- гражданской обороны (ГО);
- управления системой охраны труда (ОСУОТ) и сертификации условий труда;
- обеспечения экологической безопасности;
- обращения с РАО;
- управления ФЦП «Ядерная и радиационная безопасность России на 2008 год и на период до 2015 года»;
- методического управления подразделениями предприятий по безопасности – ядерной (ЯБ), радиационной (РБ), пожарной (ПБ), промышленной (ПрБ), экологической (ЭБ), ГО и ЧС.

6.1.2. Система лицензирования деятельности по использованию ядерных материалов в оборонных целях

Система лицензирования деятельности по использованию ядерных материалов в оборонных целях включает в себя лицензирование разработки, изготовления, испытания, транспортирования, эксплуатации, хранения, ликвидации и утилизации ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения.

6.1.3. Система государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов

Система государственного учета и контроля РВ и РАО также относится к системам обеспечения национальной безопасности.

Правовой основой действующей в России системы учета и контроля РВ и РАО также стало Постановление Правительства РФ от 11 октября 1997 г. № 1298 (с изм. от 1 февраля 2005 г. №49, 22 апреля 2009 г. №351), которое утвердило правила организа-

ции системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов. Описание системы приведено в разделе 6.2.

6.1.4. Функциональная подсистема предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций

Функциональная подсистема предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций (ОСЧС) является функциональной подсистемой Единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций (РСЧС). Отраслевая система предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций госкорпорации действует:

- в ядерном энергетическом комплексе (ЯЭК);
- на предприятиях ЯОК;
- при транспортировании РВ;
- на ЯУ научно-исследовательских организаций.

ОСЧС объединяет органы управления, силы и средства госкорпорации, ее подведомственных предприятий и корпоративных структур, в полномочия которых входит решение вопросов предупреждения и ликвидации ЧС.

Система управления ОСЧС строится по производственному принципу в соответствии с организационной структурой госкорпорации, при этом принципиально наличие в структуре ОСЧС таких современно оснащенных и важных элементов, как:

- ситуационно-кризисный центр;
- кризисный центр Концерна «Росэнергоатом»;
- отраслевая автоматизированная система контроля радиационной обстановки (АСКРО).

ОСЧС имеет два уровня управления: федеральный и объектовый (уровень организаций). На каждом уровне созданы:

- координационные органы (ОКЧС, КЧСО);
- постоянно действующие органы управления – подразделения Росатома (ДЯРБ), структурные подразделения организаций, специально уполномоченные на решение задач защиты от ЧС и (или) гражданской обороны;
- органы повседневного управления – кризисные и информационные центры (СКЦ, КЦ), дежурно-диспетчерские службы предприятий;
- силы и средства;
- резервы финансовых и материальных ресурсов;
- системы связи, оповещения, информационного обеспечения.

Основным органом по информационному обмену и обеспечению деятельности Отраслевой комиссии по чрезвычайным ситуациям (ОКЧС) и руководства Росатома является ситуационно-кризисный центр, в котором организована постоянная круглосуточная дежурно диспетчерская служба.

Для экспертной поддержки работы ОКЧС в режиме повышенной готовности и режиме чрезвычайной ситуации в целях оперативного анализа и обобщения поступающей информации, подготовки предложений и рекомендаций по ликвидации ЧС и ее последствий из числа экспертов Росатома создается экспертно-аналитическая группа. Состав группы зависит от характера чрезвычайной ситуации.

СКЦ располагает необходимым комплексом технических средств по автоматизированной обработке и отображению поступающей информации, а также средствами связи, позволяющими осуществлять управление и связь как с потенциально опасными предприятиями, так и с оперативной группой и с аварийно-спасательными формированиями Росатома в районах чрезвычайных ситуаций.

Информационный обмен в области предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций в Росатоме осуществляется в соответствии с нормативно-правовыми актами Российской Федерации, приказами и распоряжениями руководства, а также в соответствии с международными соглашениями и обязательствами в МАГАТЭ.

Порядок информирования СКЦ о текущем состоянии предприятий отрасли и о возникновении нештатных ситуаций осуществляется в соответствии с отраслевыми нормативными документами, которые учитывают специфику деятельности отрасли.

Дополнительное требование предъявляется к предприятиям отрасли, включенным в Перечень 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. Они ежедневно передают в диспетчерский отдел СКЦ информацию о текущем состоянии дел на предприятии. Целью указанной процедуры является постоянный контроль со стороны госкорпорации за состоянием дел на особо ядерно опасных и радиационно опасных предприятиях, а также проверка их готовности и готовности каналов связи к постоянному информационному взаимодействию с госкорпорацией.

Базовыми подразделениями, выполняющими прикладные общепромышленные задачи по безопасности, предупреждению и ликвидации чрезвычайных ситуаций и гражданской обороне являются:

- Аварийно-технический центр, дислоцированный в г. Санкт-Петербурге (ФГУП АТЦ СПб);
- Центр аварийно-спасательных подводно-технических работ (ЦАСПТР «Эпрон»);
- Инженерно-технический и учебный центр робототехники (ИТУЦР НИКИМТ);
- Отраслевой научно-технический центр по обращению с ядерными материалами и надзору (ОЦОЯМ) при РФЯЦ – ВНИИЭФ;
- Отраслевой научно-методический центр надзора за специальной безопасностью (ОЦНСБ) при РФЯЦ – ВНИИТФ;
- Отраслевой отдел ядерной безопасности (ООЯБ) ГНЦ РФ ФЭИ;
- Отраслевой отдел защиты окружающей среды и Информационно-аналитический центр государственной системы учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов (РАО) на базе ФГУП ВНИИХТ;
- Центр анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок во ФГУП ГНЦ РФ НИИАР;
- базовое предприятие по промышленной безопасности в ЯОК РФЯЦ – ВНИИЭФ;
- рабочие органы по лицензированию деятельности по использованию атомной энергии в оборонных целях (РФЯЦ – ВНИИЭФ, РФЯЦ – ВНИИТФ, ВНИИА, НИКИЭТ, ФЭИ);
- рабочие органы по сертификации (РФЯЦ – ВНИИЭФ, РФЯЦ – ВНИИТФ, ФЭИ, В/О «Изотоп», АТЦ СПб ВНИПИЭТ).

В ряде случаев функции организаций, поддерживающих деятельность эксплуатирующих организаций, выполняют целые институты, например ВНИИАЭС осуществляет поддержку Концерна «Росэнергоатом». По некоторым аспектам безопасности научную поддержку осуществляют ведущие научные организации других ведомств: ФМБЦ ФМБА имени А.И. Бурназяна – по вопросам радиационной безопасности персонала и населения, ИБРАЭ РАН – по вопросам комплексного анализа безопасности и оценке рисков, аварийному реагированию, ВНИСХРАЭ – по вопросам радиоэкологии.

В основе работы аналитических центров – информация, поступающая с предприятий отрасли, федеральных ведомств и органов власти субъектов Российской Федерации. Перечень основных видов отчетности предприятий по параметрам безопасности включает следующие разделы: безопасность основных производств и объектов, охрана и условия труда, охрана окружающей среды, готовность к чрезвычайным ситуациям, гражданская оборона.

Согласно действующему в системе порядку ликвидация ЧС на предприятиях отрасли осуществляется силами и средствами ОСЧС при взаимодействии с органами местного самоуправления, органами исполнительной власти субъектов РФ под непосредственным руководством комиссии по ЧС соответствующего уровня: ликвидация ЧС, при которых действие поражающих факторов ограничено санитарно-защитной зоной (СЗЗ) – под руководством КЧСО; ликвидация ЧС, действие поражающих факторов которых ограничено территорией, превышающей размеры СЗЗ – под руководством соответствующих территориальных комиссий по чрезвычайным ситуациям.

В целом ОСЧС является одной из наиболее масштабных и структурированных систем, действующих под общим руководством ДЯРБ.

6.1.5. Система автоматизированного контроля радиационной обстановки

АСКРО начала создаваться с 1988 года. К 2008 году объектовые АСКРО действовали на 23 предприятиях отрасли и их филиалах, в том числе на всех 10 действующих АЭС и на 13 наиболее крупных особо радиационно опасных предприятиях – ОАО «АЭХК», ОАО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ», ФГУП «ГХК», ФГУП «Комбинат «ЭХП», ФГУП «НИИП», ФГУП «ПО «Маяк», ОАО «ПО «ЭХЗ», ФГУП «ПСЗ», ФГУП «СевРАО», ОАО «СХК», ОАО «УЭХК», ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ».

АСКРО 22 объектов Росатома, кроме АСКРО РФЯЦ – ВНИИЭФ, интегрированы в ОАСКРО Росатома. Кроме этого, в ОАСКРО Росатома интегрированы 3 поста территориальной АСКРО г. Санкт-Петербурга (СПб) и Ленинградской области, расположенные на промплощадках ФГУП «НПО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина».

В настоящее время ОАСКРО Росатома включает в себя 294 поста АСКРО, имеющих в общей сложности 341 канал измерения радиационных, химических и метеорологических параметров.

На ряде предприятий отрасли в качестве необходимой составляющей АСКРО используются мобильные средства радиационного мониторинга, позволяющие производить оперативное измерение или оценку концентрации радионуклидов в воздухе, поверхностного альфа- или бета-загрязнения, изотопного состава основных дозообразующих нуклидов, мощности экспозиционной дозы гамма излучения.

В необходимых случаях на предприятиях отрасли осуществляются специальные виды мониторинга (состояния гидротехнических сооружений, возможной миграции радионуклидов в районах захоронения и накопления радиоактивных отходов с использованием наблюдательных скважин, сейсмической и геодинамической обстановки).

Стационарная сеть мониторинга Росгидромета не входит в состав ОАСКРО Росатома, однако данные радиационного мониторинга и метеорологические данные из этой сети ежедневно поступают в ФГУП «СКЦ Росатома». В частности, значения мощности дозы гамма-излучения поступают в ФГУП «СКЦ Росатома» от 222 постов (метеостанций) стационарной сети мониторинга Росгидромета.

Ознакомиться с радиационной обстановкой на предприятиях отрасли любой желающий может, войдя на сайт (<http://www.russianatom.ru>).

6.1.6. Система обеспечения функции государственного компетентного органа по обеспечению ЯРБ при транспортировке ядерных материалов и радиоактивных веществ

Обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами при транспортировании является одним из видов деятельности в области использования атомной энергии. Основными принципами функционирования системы обеспечения безопасности при транспортировании являются: применение единых федеральных норм и правил, регламентирующих порядок перевозки ЯМ и РВ; единая система и правила сертификации упаковочных комплектов и перевозок ЯМ и РВ; единство правил и методов испытаний упаковочных комплектов и перевозочных средств.

Широкая номенклатура перевозимых изделий и материалов обусловила необходимость создания и использования предприятиями Росатома различных транспортно-упаковочных комплектов.

Перевозка радиоактивных веществ и ядерных материалов регламентирована следующими нормативными документами:

- Правилами безопасности при транспортировании РМ (НП 053 04);
- Нормами радиационной безопасности (НРБ 99);
- Основными санитарными правилами обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99);
- Основными отраслевыми правилами ядерной безопасности при использовании, переработке, хранении и транспортировании ядерно опасных делящихся материалов (ПБЯ 06 00 96);
- Положением о порядке перевозок в Российской Федерации делящихся ядерных материалов воздушным транспортом (ПВПЯДМ 93);
- Руководством по перевозкам специальных грузов железнодорожным и автомобильным транспортом (РСП 86);
- Положением об организации работ по ликвидации последствий аварий при перевозке специальных грузов железнодорожным транспортом (ПЛА 2001);
- Инструкцией по перевозке специальных грузов (ИСП);
- Правилами перевозки опасных грузов автомобильным транспортом;
- аварийными карточками;
- другой нормативной документацией, например: ОСТ 95.10297–95 «Отработавшие тепловыделяющие сборки ядерных исследовательских реакторов. Общие требования к поставке», ОСТ 95.745–95 «ОТВС ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР. Общие требования к поставке на заводы регенерации» и т. д., рекомендациями МАГАТЭ «Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов» (МАГАТЭ 96).

Ключевым элементом обеспечения безопасности является выдача сертификатов-разрешений. Рабочими органами системы, осуществляющими функции по подготовке проектов сертификатов-разрешений в системе Росатома являются: ФГУП «АТЦ Минатом России» (г. С.-Петербург), ФГУП ВО «Изотоп» – в части подготовки проектов сертификатов-разрешений на радиоактивные вещества особого вида, за исключением делящихся; ГИ ВНИПИЭТ, РФЯЦ – ВНИИЭФ – в части подготовки проектов сертификатов-разрешений на делящиеся вещества особого вида; ОЯБ ГНЦ РФ ФЭИ (Отдел ядерной безопасности) – в части экспертизы мер и условий по ядерной безопасности и подготовки соответствующего заключения для подготовки сертификатов-

разрешений (в части обеспечения ядерной безопасности). Ответственным за оперативную организацию перевозок ЯМ и РВ является отраслевая оперативная диспетчерская ФГУП «Атомспецтранс».

Реализуемые мероприятия позволят существенно повысить безопасность транспортировок и адаптировать систему обеспечения безопасности к новым требованиям времени. Пятидесятилетний опыт перевозки ЯМ и РВ по территории Российской Федерации и за рубеж доказал действенность системы обеспечения ядерной и радиационной безопасности при транспортировании ЯМ и РВ.

6.1.7. Аварийно спасательная служба

Для организации и проведения работ по обеспечению готовности и аттестации аварийно-спасательных формирований, спасателей к действиям по локализации и ликвидации ЧС радиационного и ядерного характера в составе ОСЧС создана Аварийно-спасательная служба (АСС). Деятельность АСС определяется Положением об Аварийно-спасательной службе госкорпорации.

АСС объединяет органы управления АСС, аварийно-спасательные формирования (АСФ), научно-исследовательские и образовательные учреждения по подготовке спасателей, организации по производству аварийно-спасательных средств, иные формирования, обеспечивающие решение стоящих перед АСФ задач.

АСС включает в себя: органы управления, силы постоянной готовности федерального уровня (профессиональные АСФ), специальные ведомственные формирования, нештатные АСФ и формирования гражданской обороны, образовательные учреждения, специальную профессиональную аварийно-спасательную службу (САС) госкорпорации. АСС госкорпорации обеспечивается:

- Мобильными средствами контроля радиационной обстановки (метеорологические станции, переносные измерительные системы, спектрометрические системы, радиометрические лаборатории);
- Переносными средствами контроля радиационной обстановки (приборы анализа образцов, радиометры, дозиметры, приборы измерения радиоактивного загрязнения, системы учета оперативных доз);
- Мобильными средствами диагностики состояния аварийного объекта (эндоскопы, дефектоскопы, диагностические (рентгенографические) комплексы, системы видеонаблюдения, фотолаборатории);
- Робототехникой (робототехнические комплексы разведки, дезактивации и ликвидации последствий аварии, транспортные установки);
- Инженерной техникой (транспортные средства, средства обработки металла, расчистки завалов);
- Средствами защиты персонала (спецкостюмы, средства защиты органов дыхания, приборы для очистки воды, средства дезактивации, шлюзовые камеры и палатки).

Надежная оценка и прогнозирование радиационной обстановки на месте потенциальной аварии является обязательным условием эффективной деятельности по ликвидации ее последствий. В этой связи аварийно-технические центры оснащены широкой гаммой мобильных комплексов, способных выполнить и обработать исчерпывающий набор измерений параметров радиационной и метеорологической обстановки. В арсенале АСС имеется широкий набор переносных средств контроля радиационной обстановки.

Одной из важнейших задач аварийно-спасательных работ является точная идентификация состояния аварийного объекта, т. к. в случае аварии с радиационными последствиями визуальный осмотр объекта зачастую затруднен или даже невозможен. В составе сил и средств для подобной диагностики имеются разнообразные средства, начиная от автономных эндоскопов до сложных уникальных комплексов, предназначенных для неразрушающего контроля внутреннего состояния аварийных объектов, среди которых можно выделить мобильный рентгенографический комплекс Portac 6. В состав данного комплекса входят: модуль линейного ускорителя, модуль управления, модуль фотолаборатории, система видеонаблюдения за зоной работ, система рентгенографии в реальном масштабе времени.

Принципиальной особенностью работ в чрезвычайных ситуациях на объектах атомной энергетики и промышленности является возможное радиоактивное загрязнение установок, помещений и территорий предприятий. В этих условиях большую роль должны сыграть средства робототехники, обеспечивающие разведку радиационной обстановки, поиск источников излучения, резку конструкций, перемещение отдельных предметов и грунтов.

АСС Росатома оснащены широким набором мобильных инженерных средств для действия в условиях ЧС. Среди них аварийно-спасательные средства для упаковки и транспортирования поврежденных боеприпасов, осколков к месту их захоронения, мобильные комплексы гидроабразивной и плазменной резки, растяжки, подъема, расчистки завалов и пр. Безусловным элементом работ по ликвидации последствий аварии является обеспечение безопасности аварийного персонала. В арсенале АСС имеется широкий набор средств защиты органов дыхания и кожных покровов. Уровень рабочего оборудования АСС постоянно совершенствуется и модернизируется в соответствии с требованиями сегодняшнего дня.

6.1.8. Система управления охраной труда

Под отраслевой системой управления охраной труда (ОСУОТ) понимается регламентированная законодательными, нормативными правовыми актами и организационно-методическими документами организация и осуществление деятельности руководителей, специалистов, рабочих и служащих, направленная на обеспечение безопасности, сохранение здоровья и высокой работоспособности людей в трудовом процессе. ДЯРБ осуществляет разработку ведомственных планов мероприятий по охране труда и организует их выполнение службами охраны труда предприятий и корпорации, готовит проекты нормативных актов по охране труда, участвует в проведении ведомственного контроля состояния охраны труда на предприятиях и расследовании несчастных случаев на производстве, обобщает статистические данные о состоянии охраны труда по ведомству в целом.

Основным объектом управления в ОСУОТ является обеспечение безопасности труда на подведомственных предприятиях госкорпорации. СУОТ отдельных предприятий являются составными частями системы, которые функционируют на основе: стандартов предприятия, правил и инструкций по охране труда, планов мероприятий по охране труда (включается в коллективный договор), положения об административно-общественном контроле за состоянием охраны труда, положения об обязанностях и ответственности должностных лиц, графиков контроля условий труда с указанием средств метрологического обеспечения контроля, положения о мерах воздействия на нарушителей требований охраны труда, порядка обязательного внесения требований

охраны труда в конструкторскую и технологическую документацию, положения (инструкции) о порядке проведения аттестации рабочих мест, сертификации оборудования, производственных объектов на соответствие требованиям охраны труда, положения о профессиональном отборе и медицинском освидетельствовании работающих, лечебно-профилактическом обеспечении и др.

Об эффективности действующей в госкорпорации системы охраны труда в целях профилактики несчастных случаев можно судить по сравнительному уровню производственного травматизма (табл. 6.1).

Таблица 6.1.

**Уровень производственного травматизма со смертельным исходом
(Коэффициент $K_{чсм}$ – численность пострадавших на производстве со смертельным исходом на 1000 работающих)**

Страна	Коэффициент $K_{чсм}$
Германия	0,042
США	0,048
Япония	0,049
Франция	0,057
Канада	0,066
Бразилия	0,228
Республика Корея	0,327
Россия	0,144
Росатом	0,058

В целом работа отраслевой системы управления охраной труда на предприятиях госкорпорации направлена на решение следующих основных задач: обучение, инструктаж и проверка знаний по охране труда работающих и пропаганда вопросов охраны труда, обеспечение безопасности производственного оборудования, обеспечение безопасности производственных процессов, нормализация санитарно-гигиенических условий труда, обеспечение работающих средствами индивидуальной и коллективной защиты (в том числе от ионизирующего излучения), обеспечение оптимальных режимов труда и отдыха работающих, профессиональный отбор работающих по отдельным специальностям.

Что касается организации административно-общественного контроля за состоянием охраны труда на предприятиях госкорпорации, то, как показал многолетний опыт, наиболее целесообразной является ступенчатая организация данного вида контроля с определенной периодичностью. При этом количество ступеней контроля устанавливается на предприятии в зависимости от его структуры, объема работ, территориального размещения подразделений и других особенностей предприятия.

6.1.9. Международное сотрудничество в области обеспечения безопасности

Развитие атомной энергетики связано с повышением ее ядерной, радиационной и экологической безопасности, нераспространением ядерного оружия, обеспечением безопасности и сохранности ядерных материалов и снижением рисков при ее исполь-

зовании. Все это можно обеспечить только на прочном фундаменте международного сотрудничества и кооперации.

Международное сотрудничество Госкорпорации «Росатом» направлено на выполнение международных обязательств и гарантий Российской Федерации в области безопасности атомной энергетики, ядерных технологий и нераспространения ядерного оружия.

Важной составляющей международного сотрудничества Госкорпорации «Росатом» является деятельность по реализации межправительственных соглашений, меморандумов, по выполнению обязательств, вытекающих из конвенций.

Российская Федерация последовательно выполняет свои обязательства в рамках международной Конвенции о ядерной безопасности. В апреле 2008 года прошло 4-е совещание по рассмотрению действия Конвенции о ядерной безопасности. В МАГАТЭ был представлен Национальный доклад Российской Федерации, подготовленный Госкорпорацией «Росатом» и Ростехнадзором, о выполнении обязательств, вытекающих из Конвенции о ядерной безопасности, охватывающий период после 2004 г. и учитывающий рекомендации 3-го Совещания договаривающихся сторон по рассмотрению национальных докладов.

В 2005 году Российская Федерация ратифицировала Объединенную конвенцию о безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами.

В мае 2009 года в Вене прошло 3-е Совещание договаривающихся сторон по рассмотрению действия Объединенной конвенции. В совещании приняли участие представители 46 стран. Российская Федерация представила Национальный доклад о выполнении обязательств, вытекающих из Объединенной конвенции.

В Национальном докладе Российской Федерации получили отражение как национальная политика, так и существующая практика обращения с ОЯТ и РАО. Описаны источники образования и инвентарные списки накопленных ОЯТ и РАО. Подробно рассмотрены законодательная и регулирующие системы Российской Федерации. Отмечены главные, существенные для обеспечения безопасности изменения, произошедшие со 2-го Совещания договаривающихся сторон в 2006 году – создание Госкорпорации «Росатом», принятие Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года», подготовка проекта Федерального закона «Об обращении с радиоактивными отходами». Основное внимание сосредоточено на мерах обеспечения надлежащей защиты персонала, населения и окружающей среды от радиационного воздействия на всех стадиях обращения с ОЯТ и РАО.

Госкорпорация «Росатом», являясь национальным компетентным органом, обеспечивает выполнение обязательств Российской Федерации, вытекающих из Конвенции об оперативном оповещении о ядерной аварии, Конвенции о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации, а также международных договоров об оперативном оповещении в случае ядерной аварии, об обмене информацией и сотрудничестве в области ядерной безопасности и радиационной защиты.

СКЦ Росатома, выполняя функции национального пункта по обмену информацией, участвует в реализации процедур и работ по оперативному оповещению в случае ядерной аварии, определенных международными договорами (соглашениями), федеральными законами и нормативными правовыми актами Российской Федерации.

Сроки и формы представления указанной информации устанавливаются практическими мерами по реализации международных договоров и в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ (инструкции МАГАТЭ – ENATOM).

Совершенствование процедур обмена информацией и периодическое тестирование каналов связи осуществляется в ходе регулярных учебных сеансов связи с Центром аварийного реагирования МАГАТЭ и с пунктами связи государств – участников двусторонних соглашений по оперативному оповещению о ядерных авариях, а также в ходе международных учений и тренировок.

Осуществляется конструктивное взаимодействие с международными организациями – Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ), Всемирной ядерной ассоциацией (WNA), Всемирной ассоциацией операторов ядерных станций (WANO) и др.

Реализуется выдвинутая в январе 2006 года Президентом Российской Федерации Инициатива по созданию глобальной инфраструктуры атомной энергетики, которая создает реальную возможность безопасного развития атомной энергетики в мире при одновременном учете необходимости ограничения распространения наиболее чувствительных ядерных технологий. Эта инициатива созвучна подходам МАГАТЭ в области многосторонних подходов к ЯТЦ, включая позицию генерального директора агентства о необходимости интернационализации его чувствительных элементов. Она позволяет обеспечить равный доступ всех заинтересованных сторон к атомной энергии при надежном соблюдении требований режима нераспространения ядерного оружия. В рамках ее реализации в Ангарске создан Международный центр по обогащению урана (МЦОУ). Его правовой основой стало межправительственное российско-казахстанское соглашение, а сам МЦОУ учрежден в соответствии с законодательством Российской Федерации в форме открытого акционерного общества, что позволяет обеспечивать рыночные условия его функционирования. Участниками МЦОУ являются компании Казахстана и России, завершается процесс присоединения к нему компаний Армении и Украины. Центр также открыт для присоединения компаний из других стран без каких-либо политических условий.

Продолжалась работа в миссии группы по рассмотрению вопросов эксплуатационной безопасности (ОСАРТ) МАГАТЭ. Миссия ОСАРТ проводила инспекцию Балаковской АЭС, специалисты ОАО «Концерн «Энергоатом» приняли участие в миссии ОСАРТ на АЭС Круа (Франция) и на Ровенской АЭС (Украина).

Специалисты Госкорпорации «Росатом» принимали участие в разработке международных документов в области физзащиты, семинарах и совещаниях в области противодействия опасности ядерного терроризма и незаконного оборота ядерных материалов и радиоактивных веществ в рамках Плана физической ядерной безопасности МАГАТЭ на 2007–2009 годы и Глобальной инициативы по борьбе с актами ядерного терроризма.

В целях координации действий по реализации ядерно-экологических проектов Госкорпорация «Росатом» успешно взаимодействовала с представителями стран-доноров и международных организаций в рамках контактной экспертной группы по международным проектам в области обращения с РАО в России (КЭГ), действующей под эгидой МАГАТЭ.

Госкорпорацией «Росатом» успешно обеспечивается работа российских экспертов в ряде технических комитетов МАГАТЭ по нормам безопасности, а также Международной группы по ядерной безопасности и Международной системе МАГАТЭ/АЯЭ ОЭСР уведомления об инцидентах с ядерным топливом (FINAS).

Продолжается сотрудничество Госкорпорации «Росатом» в рамках ЕврАзЭС.

В рамках соглашения между правительством Российской Федерации и правительством Соединенных Штатов Америки о сотрудничестве в отношении реакторов, про-

изводящих плутоний, от 23 сентября 1997 г. (Соглашение СРПП) ведется работа по закрытию реакторов, производящих плутоний, и созданию замещающих источников тепла и электроэнергии. Реализация данного соглашения позволит предотвратить накопления излишних запасов плутония и укрепить режим нераспространения ядерного оружия.

Ведутся работы в рамках Соглашения о многосторонней ядерно-экологической программе (МНЭП) от 2003 года. Прделан большой объем работ по экологической реабилитации радиационно опасных объектов северного региона.

Продолжается успешное сотрудничество в рамках Программы природоохранного партнерства северного измерения (ППСИ). Госкорпорация «Росатом», используя Соглашение МНЭПР, активно осуществляет ряд ядерно-экологических проектов, финансируемых из средств фонда поддержки ППСИ.

Госкорпорация «Росатом» участвует в деятельности чернобыльского фонда «Укрытие» (ЧФУ) и Счета ядерной безопасности (СЯБ), управляемых Европейским банком реконструкции и развития.

В рамках российско-американского соглашения от 25.05.2007 г. о сотрудничестве по ввозу в Российскую Федерацию ядерного топлива исследовательских реакторов, произведенного в Российской Федерации, продолжается вывоз высокообогащенного ядерного топлива.

Продолжается российско-американское сотрудничество по физической защите, учету и контролю ядерных материалов (Братиславская инициатива). Завершены все усовершенствования систем ядерной безопасности, вошедшие в Братиславскую инициативу по ядерной безопасности.

В рамках реализации договоренностей по сотрудничеству в области ядерной безопасности, достигнутых президентами Российской Федерации и США на саммите в Братиславе, продолжается деятельность российско-американской рабочей группы экспертов по ответным действиям в чрезвычайных ситуациях ядерного и радиологического характера.

В рамках соглашения между правительством Российской Федерации и правительством Японии о сотрудничестве в области ликвидации подлежащего сокращению в Российской Федерации ядерного оружия и созданию в этих целях российско-японского Комитета по сотрудничеству от 13 октября 1993 г. осуществляется российско-японское сотрудничество в области утилизации атомных подводных лодок на Дальнем Востоке.

Госкорпорация «Росатом» готова к открытому и взаимовыгодному международному сотрудничеству, которое реально способствует безопасному и общественно-приемлемому развитию атомной энергетики и укреплению режима нераспространения ядерного оружия.

6.2. Системы охраны окружающей среды

Профессиональное сообщество с первых шагов становления атомной отрасли отчетливо понимало важность и необходимость решения задач охраны окружающей среды, но вынужденно авральные темпы и проблемы, возникавшие при выполнении оборонных программ, не позволяли повысить приоритет природоохранных проблем.

Решение задач охраны окружающей среды откладывалось на более поздние сроки. Даже случившиеся аварии не могли стать побудительным мотивом для перераспределения организационных и финансовых ресурсов в природоохранном направлении. Часто даже наоборот.

Достигнутое к концу 70-х годов функционирование отрасли без серьезных чрезвычайных ситуаций было перечеркнуто случившейся Чернобыльской аварией.

В 90-е годы в стране просто не было средств для решения экологических задач. Несмотря на принятые федеральные целевые программы их финансирование проводилось в незначительном объеме. В этих условиях начальные шаги становления природоохранной деятельности отрасли были не слишком энергичными, однако при первых возможностях она получила как финансовую, так и информационную поддержку.

6.2.1. Управление охраной окружающей среды и экологический мониторинг

Система организации работ по охране окружающей среды в министерстве отрасли начала складываться более тридцати лет назад. Отраслевой отдел защиты окружающей среды создан приказом по Министерству среднего машиностроения СССР (Минсредмаш) от 24 июля 1975 года № 0155 в соответствии с Постановлениями Правительства и Совета Министров СССР по вопросам охраны окружающей среды.

Отдел создан на базе ВНИИ химической технологии и подчинен директору института (приказ по ВНИИХТу от 16.09.75 г. № 490). Отделу поручалось: решать вопросы анализа состояния охраны окружающей среды на предприятиях отрасли, формирования сводных по отрасли показателей, планов и отчетов по охране окружающей среды; проводить научно-методические работы по созданию отраслевых нормативных, научно-методических материалов и документов по учету выбросов и сбросов, планированию показателей и мероприятий по охране природы и рациональному использованию природных ресурсов.

Структурно к 1980 году отдел включал 5 лабораторий, в том числе 2 технологические, решающие задачи разработки новых технологий и рекомендаций по сокращению сбросов вредных веществ в окружающую среду и выбросов в атмосферный воздух; численность сотрудников отдела составляла 150 чел. Курируемых предприятий и организаций отрасли – около 220.

Тематику отдела утверждало руководство НТУ министерства. В кратчайшие сроки были решены вопросы создания служб и структур по охране окружающей среды на предприятиях и в организациях отрасли. В главных управлениях и управлениях были созданы базовые лаборатории по ООС (БЛООС). Была отлажена четкая система отчетности по всем формам ЦСУ.

ООЗОС были разработаны отраслевые нормативные и научно-методические материалы и документы для лабораторий и служб по ООС предприятий и организаций отрасли, разработан паспорт предприятий и организаций по вопросам ООС. Была введена практика комиссионных комплексных проверок деятельности предприятий в вопросах охраны окружающей среды, по выполнению мероприятий, направленных на сокращение и прекращение сбросов и выбросов загрязняющих веществ в окружающую среду. В 1981 г. проведена первая инвентаризация отходов производства.

Итоги работы предприятий и обмен опытом по вопросам охраны окружающей среды с 1981 по 1990 гг. обсуждались на отраслевых совещаниях и конференциях с участием широкого круга специалистов предприятий, НИИ, организаций отрасли, работников и специалистов Минздрава, Минприроды, Госкомгидромета, технологов, экологов, общественных деятелей, законодателей.

Структура отдела изменялась в связи с изменением стоящих перед ним задач. В настоящее время структура отдела включает 4 лаборатории:

- ведомственный информационно-аналитический центр государственного учета и контроля РВ и РАО;
- центральный информационно-аналитический центр государственного учета и контроля РВ и РАО;
- лаборатория автоматизированных систем радиационного, химического и экологического мониторинга;
- лаборатория специального программного обеспечения и обработки экологической и учетной информации.

В настоящее время отдел решает следующие основные задачи:

- Сбор, обработка и анализ информации по Российской Федерации:
 - о производстве, перемещении, использовании радиоактивных веществ;
 - об образовании, переработке, перемещении, хранении радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива;
 - о выбросах радионуклидов в атмосферу;
 - о сбросах радионуклидов в водные объекты;
 - о загрязненных радионуклидами территориях, находящихся в пределах зон наблюдения организаций.
- Сбор, обработка и анализ информации по предприятиям Росатома:
 - о выбросах вредных химических веществ в атмосферу;
 - о сбросах вредных химических веществ в водные объекты;
 - об образовании, переработке и размещению токсичных отходов.

Система государственной отчетности по ООС позволяет дать обобщенные показатели воздействия предприятий отрасли на окружающую среду, исходя из валовых сбросов и выбросов радионуклидов и вредных химических веществ.

Основные показатели воздействия отрасли на окружающую среду в 2008 году приведены в отраслевом отчете по безопасности.

В 2008 году на предприятиях Госкорпорации «Росатом» поступление радионуклидов с газоаэрозольными выбросами происходило с соблюдением установленных лимитов. Выбросы радионуклидов в атмосферу в целом по атомной отрасли составили по альфа-активным нуклидам около 22%, а по бета-активным – менее 7% от установленных нормативов. Выбросы основных дозообразующих нуклидов стронция-90, йода-131, цезия-137 не превышали 3,4% от установленных нормативов.

По сравнению с предыдущим годом происходило дальнейшее снижение радиационной нагрузки на окружающую среду. Суммарная активность газоаэрозольных выбросов от предприятий отрасли снизилась на 13,5%, объем сброса сточных вод, содержащих радионуклиды, в открытую гидрографическую сеть сократился на 32 %, активность этих вод снизилась на 73%. Основные показатели воздействия предприятий госкорпорации на окружающую среду по радионуклидам и по вредным химическим веществам приведены в табл. 6.2.

По уровню химического воздействия атомная отрасль относится к числу отраслей, оказывающих незначительное влияние на окружающую среду. Вклад отрасли в суммарные показатели воздействия на окружающую среду на территории Российской Федерации – выбросы химических загрязняющих веществ, объем образующихся токсичных отходов, сброс загрязненных сточных вод – не превышает 1%. Главными источниками выбросов химических загрязняющих веществ в атмосферу от предприятий атомной отрасли остаются непрофильные производственные объекты – энергетические установки, работающие на углеводородном топливе. В отчетном году их выбросы составили 84 % от общеотраслевых.

Таблица 6.2.

**Основные показатели воздействия предприятий Госкорпорации «Росатом»
на окружающую среду за 2008 год**

Воздействие предприятий Госкорпорации «Росатом» на окружающую среду			
по радионуклидам			
	Показатели	Ед. измер.	Значение
Выбросы в атмосферу	сум. альфа-активность	Бк	$3,98 \cdot 10^{14}$
	сум. бета-активность	Бк	$5,2 \cdot 10^{15}$
Сброс сточных вод в водные объекты открытой гидрографической сети	объем	млн м ³	578,2
	сум. активность	Бк	$1,78 \cdot 10^{14}$
Наличие РАО на начало года	жидкие	Бк млн м ³	$4,37 \cdot 10^{19}$ 476
	твердые	Бк млн тонн	$1,68 \cdot 10^{19}$ 82
	отработавшие ЗРИ	Бк	$2,8 \cdot 10^{16}$
Загрязненные территории на конец года	площадь	км ²	474,97
по вредным химическим веществам			
	Ед. измер.	Росатом	% о РФ
Выбросы в атмосферу	тыс. тонн	59,8	
Сброс загрязненных сточных вод	млн м ³	132,8	

Атомная отрасль является крупным водопользователем, на ее долю приходится около 10% от ежегодного суммарного забора воды из природных объектов в Российской Федерации и около 20% объема свежей воды, используемой на производственные нужды. Основными водопользователями являются атомные станции и предприятия ядерного топливного цикла. Экономия воды за счет систем оборотного водоснабжения в отрасли составила 76,9% (без учета морской воды – 90,4%), что заметно выше, чем в среднем в электроэнергетике страны – 73%. В структуре сброса сточных вод в открытую гидрографическую сеть преобладают нормативно чистые воды (97,6%), доля нормативно очищенных составляет 0,75%, загрязненных сточных вод – 1,65%. Проблема сброса загрязненных сточных вод, характерная для всех без исключения видов экономической деятельности, осуществляемой на территории России, остается не до конца решенной и в атомной отрасли. Вместе с тем, на предприятиях Госкорпорации «Росатом» ситуация складывается лучше, чем в других отраслях промышленности. Так, в электроэнергетике в среднем очищается 13% объема загрязненных сточных вод, нуждающихся в очистке, в атомной отрасли этот показатель в 2008 г. составил 31,1%. Предотвращение сброса загрязненных сточных вод рассматривается предприятиями атомной отрасли как одна из важных экологических задач.

В 2008 году, как и в предыдущие годы, на предприятиях Госкорпорации «Росатом» реализовывался необходимый объем работ по контролю состояния окружающей среды. По результатам производственного радиационного контроля, а также данным наблюдений государственной сети Росгидромета, радиационная обстановка в районах расположения предприятий атомной отрасли и мест базирования подлежащих утилизации АПЛ не претерпела существенных изменений и оставалась стабильной. Поступление радионуклидов в окружающую среду с технологическими отходами в результате текущей производственной деятельности предприятий не привело к ухудшению качества окружающей среды.

Согласно данным Росгидромета, представленным в «Краткой ежегодной справке о радиационной обстановке на территории Российской Федерации в 2008 году», в атмосферном воздухе городов Курчатова, Обнинск, Нововоронеж отмечались единичные случаи появления йода-131 и других короткоживущих продуктов деления и нейтронной активации, объемная активность которых была на 6–7 порядков ниже допустимой объемной активности по НРБ-99. Основными факторами, определяющими радиационную обстановку, остаются природная радиоактивность, а также техногенные радионуклиды глобального происхождения и обусловленные прошлыми радиационными авариями. Детальная характеристика радиационной обстановки в районах расположения атомных станций и предприятий ЯТЦ содержится в ежегодниках «Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств», издаваемых Росгидрометом.

Обусловленная текущими газоаэрозольными выбросами и сбросами радионуклидов дозовая нагрузка на население в районах расположения предприятий, применяющих ядерные технологии, составляет сотые-тысячные доли от дозового предела, установленного НРБ-99, и естественного природного фона (табл. 6.3).

Таблица 6.3

Облучение населения, мЗв/год

Природный фон	Предел дозы	АЭС	Промпредприятия
2–10	1	Менее 0,002	Менее 0,01 Менее 0,3*

* с учетом загрязнения, связанного с прошлыми радиационными авариями

Суммарная годовая эффективная доза облучения населения, проживающего на территориях, загрязненных в результате прошлых аварий (загрязненные территории ЗН ПО «Маяк»), не превышает 0,3 мЗв/год.

Объективная оценка экологической безопасности любого хозяйствующего субъекта невозможна без учета накопленных в результате прошлой деятельности экологических проблем и современных действий, направленных на их решение. Признание наличия унаследованных радиоэкологических проблем, разработка и реализация мер по их преодолению рассматривается Госкорпорацией «Росатом» как приверженность принципу экологической ответственности перед обществом и обязательное условие дальнейшего развития атомного энергопромышленного комплекса России.

Госкорпорация «Росатом» одной из первых приступила к системным действиям по ликвидации накопленных экологических проблем. В 2008 г. стартовала ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

Реализация мероприятий этой программы позволит решить большой комплекс ресурсоемких экологических проблем, связанных как с прежней оборонной деятельностью, так и с недостаточными темпами создания (в предшествующие десятилетия) инфраструктуры для безопасного обращения с РАО.

Следует отметить, что характерным для сегодняшнего состояния экологической безопасности России является груз накопленных экологических проблем нерадиационного характера. Об этом говорилось на заседании правительства РФ, состоявшемся 21 февраля 2008 г., на котором обсуждались вопросы ликвидации экологического ущерба, нанесенного в результате прошлой хозяйственной деятельности. Отмечалось, что комплексная оценка экологического ущерба, накопленного в Российской Федерации, до настоящего времени не проводилась, имеющиеся данные носят фрагментарный характер, однако уже сейчас ясно, что масштабы проблемы значительны. По оценкам специалистов Ростехнадзора, такие проблемы имеются практически во всех регионах страны. Было признано, что ликвидация накопленного ущерба и реабилитация загрязненных территорий – это длительный процесс, который потребует политической воли и значительных финансовых затрат, которые должны быть распределены между государственным и частным капиталом. В решении проблем такого рода Россия отстает от стран Западной Европы и США на 20–30 лет, а потому использование зарубежного опыта представляется целесообразным.

Для повышения эффективности принимаемых мер необходимо введение прагматичных норм реабилитации с использованием подходов, предусматривающих оценку риска и приемлемости мер и затрат для достижения поставленной цели. Такие подходы широко применяются в ядерных державах (США, Великобритания, Германия), где в последние годы наблюдался процесс эволюции от требований применять очень жесткие стандарты допустимого загрязнения до принятия более гибких стандартов с учетом критериев «пригодности для определенной цели», будущего использования земель и оценки риска для здоровья человека с применением практики локализации загрязнения и очистки на месте.

Важным аспектом природоохранной деятельности предприятий Госкорпорации «Росатом» является реализация мероприятий по снижению негативного воздействия на окружающую среду, связанного с текущей деятельностью. В 2008 году в атомной отрасли инвестиции в основной капитал природоохранного назначения увеличились в 2,0 раза по сравнению с предыдущим годом (1589,9 млн руб.) и составили 3212,4 млн руб., в том числе за счет средств, поступивших из федерального бюджета – 1015,4 млн руб. Основные инвестиции (2214,5 млн руб. или 69,0%) были направлены на охрану и рациональное использование водных ресурсов. Значительных размеров инвестиции в основные фонды водоохранного назначения достигли на Калининской АЭС – 1391,0 млн руб., где ведется строительство системы оборотного водоснабжения на энергоблоке № 4 и строительство станции механической очистки сточных вод. Кроме того, работы по строительству и реконструкции сооружений для очистки сточных вод проводились на ФГУП «ПО «Маяк» (473,6 млн руб.), ОАО «ППГХО» (288,7 млн руб.), Волгодонской АЭС, ОАО «СХК», ОАО «ЧМЗ», Ленинградской АЭС.

Суммарные расходы на охрану окружающей среды и рациональное использование природных ресурсов в 2008 г. составили 10 128,0 млн руб. (9748,5 млн руб. в 2007 г.). Объем текущих затрат (5702,4 млн руб.) и затрат на капитальный ремонт оборудования (1 091,1 млн руб.) составил суммарно 6793,4 млн руб. Основные затраты были связаны с содержанием, эксплуатацией и капитальным ремонтом сооружений и установок для очистки сточных вод и рационального использования водных ресурсов.

Платежи за выбросы, сбросы химических загрязняющих веществ и размещение отходов производства и потребления составили по атомной отрасли 260,6 млн руб. Более половины платежей (56,9%) осуществляется за сбросы в водные объекты, 40,3% — за размещение отходов.

Важной экологической задачей организаций отрасли остается снижение сверхнормативных параметров воздействия, платежи по которым составляют 28,5 млн руб. или 10,9% от суммарных платежей за загрязнение окружающей среды, при этом особое внимание следует уделить очистке сточных вод от химического загрязнения.

Затраты на снижение радиационного воздействия на окружающую среду в 2008 году составили 3079,71 млн руб. Основные средства (77%) были использованы на ФГУП «ПО «Маяк», где они были направлены на обеспечение безопасности промышленных водоемов, и на Ленинградской АЭС — на строительство комплексов по переработке ТРО и ЖРО.

6.2.2. Организация и совершенствование учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов

Система охраны окружающей среды постоянно совершенствуется, охватывая все новые направления деятельности предприятий отрасли. Особое внимание при охране окружающей среды уделено уменьшению негативного воздействия на природную среду и человека РВ и РАО. Во исполнение Постановления Правительства РФ от 11 октября 1997 г. № 1298 (с изм. от 1 февраля 2005 г. №49, 22 апреля 2009 г. №351) «Об утверждении Правил организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов» создана система государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.

Система государственного учета и контроля (СГУК) радиоактивных веществ и радиоактивных отходов создана в соответствии со ст. 22 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ. Целями такой системы являются определение наличного количества радиоактивных веществ и РАО в пунктах (местах) их нахождения, хранения и захоронения, предотвращение потерь, несанкционированного использования и хищений, предоставление органам государственной власти, управления использованием атомной энергии и государственного регулирования безопасности информации об их наличии и перемещении, а также об экспорте и импорте.

Постановлением Правительства Российской Федерации от 11 октября 1997 г. № 1298 заказчиком работ, связанных с созданием и функционированием СГУК радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, определено Министерство Российской Федерации по атомной энергии (позднее — Росатом).

В 1998–2000 гг. Минатомом России были подготовлены основные правовые и методические документы, обеспечивающие создание и функционирование этой системы. К ним относятся Положение о государственном учете и контроле радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в Российской Федерации, методические рекомендации по проведению первичной инвентаризации радиоактивных веществ и РАО, формы представления оперативной информации по учету и контролю радиоактивных веществ и РАО в системе государственного учета и контроля, а также инструкция по их заполнению, формы федерального государственного статистического наблюдения 2-тп (радиоактивные вещества), 2-тп (радиоактивность) и рекомендации по их заполнению. Это позволило с 1 июля 2000 г. приступить к проведению первичной

инвентаризации радиоактивных веществ и РАО, а с 1 января 2001 г. начать сбор и анализ оперативной отчетности организаций.

Организационные принципы

Организационно-функциональная схема системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и РАО (рис. 6.1) включает в себя органы управления системой трех уровней – федерального (Госкорпорация «Росатом»), регионального (органы исполнительной власти субъектов Российской Федерации) и ведомственного (федеральные органы исполнительной власти). Заметим, что Госкорпорация «Росатом» в рамках системы выполняет функции органа управления как на федеральном уровне, так и на ведомственном.

Федеральный орган управления СГУК радиоактивных веществ и радиоактивных отходов должен обеспечивать:

- учет и контроль радиоактивных веществ и РАО на федеральном уровне;
- сбор и анализ информации по учету и контролю радиоактивных веществ и РАО на региональном и ведомственном уровне;
- формирование баз данных для государственного кадастра РАО, пунктов их хранения и захоронения, загрязненных радионуклидами территорий, находящихся в пределах зоны наблюдения организаций;
- организацию информационного взаимодействия органов управления СГУК федерального, регионального и ведомственного уровней;



Рис. 6.1. Организационно-функциональная схема системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов

- проведение научных, методических и программно-технических разработок для создания, функционирования и совершенствования СГУК, доведение их результатов до организаций, ведущих учет и контроль радиоактивных веществ и РАО на всех уровнях;

- разработку совместно с заинтересованными федеральными органами исполнительной власти нормативных документов (типовых форм учета и контроля радиоактивных веществ и РАО, методик определения их количества и радионуклидного состава и т. д.), единого информационного и совместимого программного обеспечения для ведения баз данных;

- координацию работ на федеральном уровне;

- представление органам государственной власти и управления использованием атомной энергии, а также другим заинтересованным органам исполнительной власти информации о наличии и перемещении, экспорте и импорте радиоактивных веществ и РАО в объеме, необходимом для выполнения ими своих полномочий;

- деятельность информационно-аналитических организаций и центра сбора, обработки и передачи информации (Центрального информационно-аналитического центра государственного учета и контроля радиоактивных веществ и РАО), обеспечивающих функционирование системы на федеральном уровне;

- сотрудничество со странами в рамках международных соглашений и программ (проектов) по вопросам учета и контроля радиоактивных веществ и РАО.

На рис. 6.2 показана динамика создания информационно-аналитических центров.

Органы управления системой на ведомственном и региональном уровнях обеспечивают выполнение аналогичных функций в соответствии с масштабом стоящих перед ними задач.

Надзор за функционированием системы возложен на Ростехнадзор, который также осуществляет лицензирование соответствующих видов деятельности, контроль соблюдения установленных норм и правил при обращении с радиоактивными веществами и РАО. Отметим, что количество организаций, зарегистрированных в системе, больше тех, кому выданы лицензии на осуществление деятельности с использованием радиоактивных веществ и/или РАО. Это связано, в основном, с тем, что лицензии выдаются юридическим лицам, а субъектами учета в системе являются территориально обособленные подразделения организаций (только такой подход позволяет

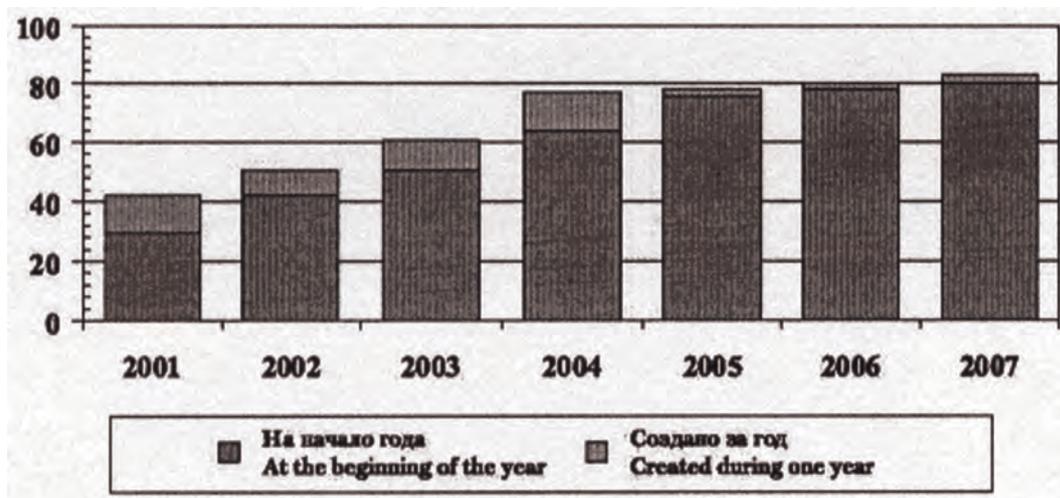


Рис. 6.2. Динамика создания информационно-аналитических центров

учитывать и контролировать перемещение радиоактивных веществ и РАО между объектами их хранения).

Система оперирует тремя информационными потоками.

Оперативная информация представляется от каждого обособленного подразделения организации в течение 10 суток с момента проведения операций, связанных с перемещением или изменением состояния радиоактивных веществ и РАО в месте нахождения, передачей их в другие обособленные подразделения или другим юридическим лицам, получением радиоактивных веществ и РАО. Такой подход позволяет организовать учет и контроль радиоактивных веществ от момента их производства, все их перемещения между обособленными подразделениями юридических лиц до момента перевода их в категорию РАО. Аналогичным образом отслеживаются преобразования и перемещения РАО вплоть до размещения их в пунктах долговременного хранения или захоронения. Поскольку при перемещениях радиоактивных веществ и РАО отчеты представляются как передающей, так и получающей сторонами, обеспечивается контроль сохранности радиоактивных веществ и РАО при передачах между юридическими лицами.

Ежегодная отчетность предприятий по формам федерального государственного статистического наблюдения позволяет не только контролировать правильность отражения операций по обращению с радиоактивными веществами и РАО в оперативной отчетности, но и собирать для дальнейшего анализа дополнительную информацию — о выбросах и сбросах радионуклидов в окружающую среду, радиоактивно загрязненных территориях и т. д.

Периодическая инвентаризация (ежегодная для радиоактивных веществ и проводящаяся раз в пять лет для РАО) позволяет не только уточнять данные о наличии и характеристиках этих материалов в местах их размещения, но и собирать дополнительную информацию о характеристиках пунктов хранения.

В целом создание и функционирование СГУК позволило значительно улучшить учет и контроль радиоактивных веществ и РАО на российских предприятиях. Большую роль в этом сыграло введение в действие в 2006 г. федеральных норм и правил в области использования атомной энергии (Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации, НП-067-05), а также усиление надзора за их исполнением со стороны Ростехнадзора.

В настоящее время организован непрерывный контроль радионуклидных источников от производства до утилизации или размещения на хранение в виде РАО. Это не только предотвращает несанкционированное использование радиоактивных веществ, но и позволит в дальнейшем идентифицировать владельцев бесхозных источников. В настоящее время на учете находится более 120 тыс. закрытых радионуклидных источников.

Собираются и систематизируются данные о РАО, пунктах их хранения, установках переработки и кондиционирования, сбросах и выбросах радионуклидов, загрязненных территориях. Впервые разработаны классификаторы такой информации.

Результаты анализа информации, накопленной в системе государственного учета и контроля радиоактивных веществ и РАО, были использованы при подготовке многих руководящих документов, наиболее важными из которых являются Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» и проект Федерального закона «Об обращении с радиоактивными отходами».

Пути совершенствования системы

За время функционирования СГУК радиоактивных веществ и радиоактивных отходов был выявлен ряд недостатков этой системы. Например, из числа органов управления системой исключены Российская академия медицинских наук и Российская академия сельскохозяйственных наук, хотя в их ведении находятся организации, использующие радиоактивные вещества. Федеральное медико-биологическое агентство России не включено в перечень федеральных органов государственного регулирования радиационной безопасности. Нет установленного порядка информационного взаимодействия органов управления системы с органами государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии и ограничений по учету радиоактивных веществ в воинских частях и организациях Вооруженных сил Российской Федерации, некоторые классы радиоактивных веществ не учитываются ни на одном уровне.

Кроме того, систему необходимо привести в соответствие с изменившейся структурой и функциями органов исполнительной власти и условиями хозяйственной деятельности предприятий. Динамика развития системы по количеству зарегистрированных обособленных подразделений организаций представлена на рис. 6.3.

В Госкорпорации «Росатом» подготовлен проект Постановления «Об утверждении Правил организации и функционирования системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов», которое должно заменить Постановление Правительства Российской Федерации от 11 октября 1997 г. № 1298. Изменения направлены на выполнение рекомендаций МАГАТЭ, приведение действующих правил в соответствие с Федеральным законом «Об использовании атомной энергии» в редакции Федерального закона от 5 февраля 2007 г. № 13-ФЗ «Об особенностях управления и распоряжения имуществом и акциями организаций, осуществляющих деятельность в области использования атомной энергии, и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации», уточнение используемой терминологии, установление разграничений между системой государствен-

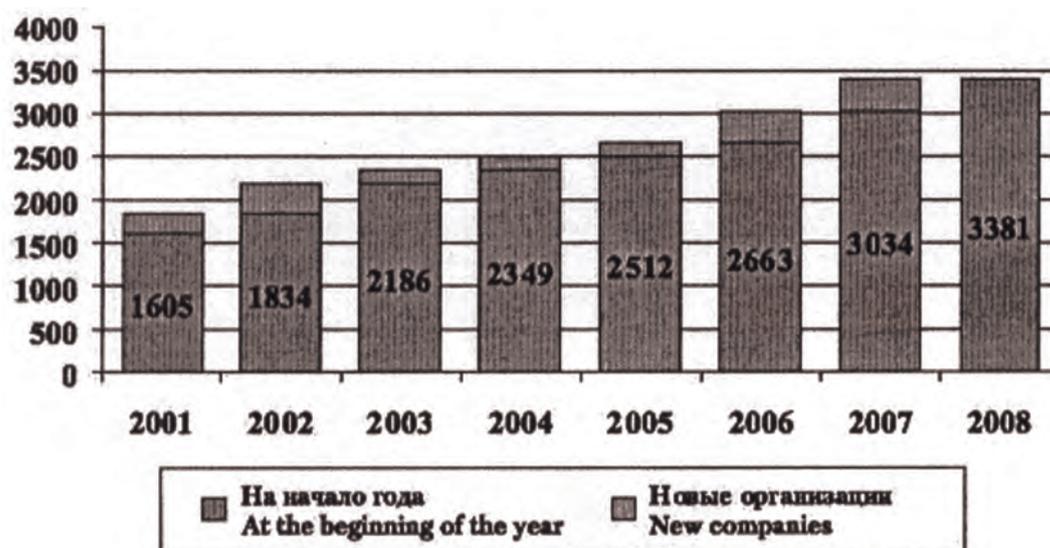


Рис. 6.3. Динамика развития системы по количеству зарегистрированных обособленных подразделений организаций

ного учета и контроля ядерных материалов и СГУК радиоактивных веществ и РАО, устранение указанных недостатков.

В частности, согласно этому документу Министерство природных ресурсов и экологии Российской Федерации должно разработать, публично обсудить с органами управления СГУК радиоактивных веществ и РАО и утвердить в установленном порядке положение о надзоре за системой государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.

Проект постановления также предусматривает, что Ростехнадзор, ФМБА и Роспотребнадзор будут представлять федеральному органу управления СГУК и МВД России в согласованном формате и в согласованные сроки информацию о выданных лицензиях и заключениях о соответствии условий работы с радиоактивными веществами, РАО и радионуклидными источниками санитарно-эпидемиологическим правилам и нормам, о приостановлении или аннулировании действия разрешительных документов, а также о выявленных случаях нарушения правил учета и контроля, хищения и несанкционированного использования радиоактивных веществ и РАО (рис. 6.4). Это позволит улучшить координацию и взаимодействие всех федеральных органов исполнительной власти, ответственных за радиационную безопасность и предотвращение случаев несанкционированного использования радиоактивных материалов.

В соответствии с действующими правилами организации ведомственного подчинения не обязаны представлять информацию в региональные информационно-аналитические центры субъектов Российской Федерации, на территории которых осуществляется их деятельность. Такое положение противоречит вступившей в действие ст. 11 Федерального закона «Об использовании атомной энергии», которая относит к полномочиям органов исполнительной власти субъектов Российской Федерации в области использования атомной энергии осуществление учета и контроля радиоактивных веществ на подведомственных им территориях в рамках СГУК радиоактивных веществ и РАО. Кроме того, в соответствии с Федеральным законом «Об использовании атомной энергии» в компетенцию органов государственного управления использованием атомной энергии входят признание (назначение) эксплуатирующих организаций и обеспечение безопасности объектов, если эксплуатирующая организация не способна сделать это. Очевидно, что для эффективного исполнения своих

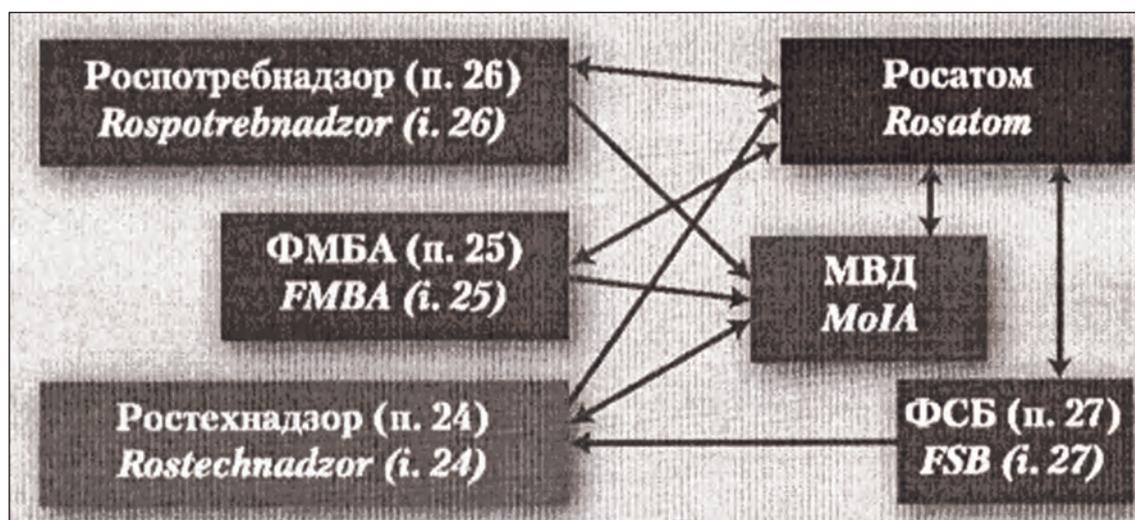


Рис. 6.4. Обмен информацией о выявленных случаях нарушения правил, хищения и несанкционированного использования радиоактивных веществ и РАО (согласно проекту постановления)

полномочий в этой сфере органы государственного управления должны иметь доступ к информации об учете и контроле радиоактивных веществ и РАО в организациях, которые они признали эксплуатирующими.

Для решения обозначенных проблем в проекте постановления изменен порядок представления организациями отчетных документов. Проект гласит, что «организации и их обособленные подразделения представляют информацию в региональные информационно-аналитические центры по месту осуществления деятельности и в органы управления использованием атомной энергии, признавшие их пригодными эксплуатировать объекты использования атомной энергии. Организации и их обособленные подразделения, находящиеся в ведении и/или координацию и регулирование деятельности которых осуществляют органы управления Системы на ведомственном уровне, представляют информацию в ведомственные информационно-аналитические центры» (п. 23).

Проект устанавливает прозрачные разграничения полномочий между Министерством обороны и системой государственного учета и контроля ядерных материалов. Правила организации и функционирования СГУК радиоактивных веществ и РАО не распространяются на радиоактивные вещества оборонного назначения и ядерные материалы, учитываемые в системе государственного учета и контроля ядерных материалов. При этом впервые вводится понятие «радиоактивное вещество оборонного назначения» — радиоактивное вещество, используемое или предназначенное для использования в составе вооружения или военной техники, комплектующих и запасных частей к ним, специальные изделия, содержащие радионуклиды и предназначенные для технического обслуживания и ремонта вооружения и военной техники (п. 3).

Полномочия федерального органа управления системой расширяются. В дополнение к имеющимся функциям он получает полномочия по организации контрольных проверок информационно-аналитических центров и отдельных организаций, разработке и утверждению типовых форм учета и отчетности, форм представления оперативной информации и рекомендаций по их заполнению и способам передачи информации, методических рекомендаций по проведению инвентаризации радиоактивных веществ и РАО, пунктов их хранения и захоронения ОЯТ, установок переработки радиоактивных отходов, загрязненных территорий в зонах наблюдения организаций, порядка заполнения форм федерального государственного статистического наблюдения, рекомендаций по учету и контролю обнаруженных бесхозных радиоактивных веществ и РАО.

СГУК радиоактивных веществ и РАО должна стать элементом международной системы контроля обращения радиоактивных материалов. Показательно решение третьего заседания Совета по сотрудничеству в области использования атомной энергии в мирных целях при Интеграционном комитете Евразийского экономического сообщества, согласно которому предусматривается создание рабочей группы экспертов государств — членов ЕврАзЭС по гармонизации национального законодательства по учету, контролю и хранению источников ионизирующего излучения, обмену опытом и формированию предложений по установлению порядка информационного обмена.

6.2.3. Экологическая эффективность и устойчивое развитие

В конце XX века мировое сообщество стало говорить не просто об экономическом развитии, а об устойчивом развитии, при котором вопросы охраны окружающей среды, социального развития и экономического роста интегрируются в процесс разработки и осуществления политических решений.

Принципы устойчивого развития, сформулированные на международном уровне и изложенные в Декларации Рио-де-Жанейро по окружающей среде и развитию, принятой в 1992 г., легли в основу концепций дальнейшего развития общества.

Взятый мировым сообществом курс на устойчивое развитие предполагал не только принятие политических решений на международном уровне, но и обязательства предприятий вести экологически эффективную деятельность в русле ценностей, сформулированных в Декларации Рио-де-Жанейро по окружающей среде и развитию. Повышение экологической эффективности рассматривалось как основной вклад бизнеса в реализацию концепции устойчивого развития. При сменившихся приоритетах развития общества экологическая эффективность стала также и важным фактором конкурентной борьбы.

Деятельность предприятий в области охраны окружающей среды приобрела большее значение для достижения успеха на рынке. Это становилось актуальным и для предприятий атомной отрасли, которая традиционно как никакая другая отрасль и в России, и в мире ощущала повышенный интерес со стороны общественности и специалистов-экологов.

Особенности развития российских ядерных технологий (сверхбыстрая реализация оборонных программ, имевшие место крупные аварии, специфика государственной системы управления с ее последующей трансформацией) предопределили ситуацию, в которой вопросы экологии и экологической безопасности приобрели особую актуальность. Чернобыльская авария, проблемы ПО «Маяк», вопросы обращения с РАО и ОЯТ стали неотъемлемой частью облика отрасли. Решение накопленных проблем, связанных с прошлой деятельностью, а также вопросы, связанные с обеспечением экологической безопасности современной деятельности отрасли, становились важными задачами Росатома, без выполнения которых невозможно было дальнейшее успешное развитие отрасли. Преодоление внутреннего системного экономического кризиса позволило создавать предпосылки для новых задач развития атомной энергетики и промышленности России, включающих в себя решения накопленных проблем прошлой оборонной деятельности.

6.2.4. Системы экологического управления

Уже к началу XXI века ученые и специалисты понимали, что предприятиям атомной отрасли России неизбежно придется решать сложные проблемы сохранения и упрочения своих позиций на российском и мировом рынках энергетических и ядерных технологий. Ведь при реализации коммерческих проектов действуют все инструменты повышения конкурентоспособности продукции, в том числе опирающиеся на общественное мнение в вопросах экологичности продукции и ее производства. Таким образом, экологичность продукции и производства стала мощным инструментом для решения задач конкурентной борьбы.

Способствовать успешному решению этих задач в определенной мере могут существующие эффективные инструменты в области управления, в том числе создание систем экологического менеджмента. Внедрение таких систем, соответствующих международно признанным стандартам в этой области, представлялось важным не только для улучшения деятельности предприятий отрасли, но и в целях улучшения их имиджа. В этой связи широкое распространение получило внедрение и сертификация систем экологического менеджмента в соответствии со стандартом, разработанным Международной организацией по стандартизации, – ISO 14001 [1].

Совершенствование систем экологического менеджмента согласно данному стандарту позволяет внести системный подход в управление вопросами охраны окружающей среды, состоящий в оценке существующей ситуации, определении приоритетных направлений деятельности и последовательном улучшении деятельности предприятия в соответствии с определенными приоритетами. Помимо снижения воздействия на окружающую среду, улучшения управления предприятием и получения экономической выгоды такая деятельность позволяет улучшить имидж предприятия и взаимодействие с заинтересованными сторонами, проведение сертификации, представляющей независимое подтверждение соответствия системы экологического менеджмента требованиям стандарта ISO 14001, позволяет продемонстрировать заинтересованным сторонам соответствие экологическим нормам предприятия и его продукции и получить новые возможности на рынке.

К настоящему времени разработаны стандарты, регламентирующие различные составляющие деятельности компаний. Это получившие признание в мировом сообществе стандарты в области финансовой отчетности (IAS, IFRS, US GAAP и др.), управления (ISO 14001:2004, EMAS, ISO 9001:2000, OHSAS 18001:1999 и др.), социальной отчетности (GRI, AA 1000).

Принятие и выполнение обязательств в области социальной ответственности перед персоналом и обществом, охраны труда, окружающей среды и обеспечения качества признаются важными факторами успешной деятельности компаний. Существенным вкладом в осуществление такой деятельности может служить внедрение международных стандартов в области управления — стандартов систем экологического менеджмента (ISO 14001:2004), систем менеджмента качества (ISO 9001:2000) и систем менеджмента производственной безопасности и охраны здоровья (OHSAS 18001:1999).

Первая редакция разработанного Международной организацией по стандартизации стандарта ISO 14001 [1] была принята в 1996 г., а в настоящее время действует его вторая редакция [2], принятая в 2004 г. Данный стандарт определяет требования к элементам системы экологического менеджмента и принципы ее функционирования. Поэтому стандарт является универсальным, т. е. может применяться в любой стране и любой организацией независимо от ее размера и типа производимой продукции. Выполнение требований стандарта может быть объективно проверено в ходе аудиторской проверки, а также подтверждено сертификатом соответствия, выданным независимым органом по сертификации. Данные Международной организации по стандартизации, приведенные на рис. 6.5, демонстрируют быстрый рост числа сертифицированных систем экологического менеджмента.

Так, с момента принятия ISO 14001 до конца 2005 г. на соответствие стандарту было сертифицировано более 110 000 систем экологического менеджмента [3]. Большая часть предприятий, сертифицированных на соответствие ISO 14001, находятся в странах Европы и Азии. На конец 2005 г. 43% выданных сертификатов соответствия ISO 14001 приходится на предприятия, расположенные в Европе, 21% — в Японии, 11% — в Китае, около 10% — в остальных странах Азии, около 5% — в США и 10% — в остальных странах.

Следует также назвать выпущенный в 1993 г. Советом Европейского сообщества, т. е. еще до появления ISO 14001:1996, регламент о добровольном участии промышленных предприятий в схеме экологического менеджмента и аудита Европейского сообщества [4], известной как EMAS (Eco-management and audit scheme). Целью EMAS, как и ISO 14001, является достижение постоянного улучшения экологической эф-

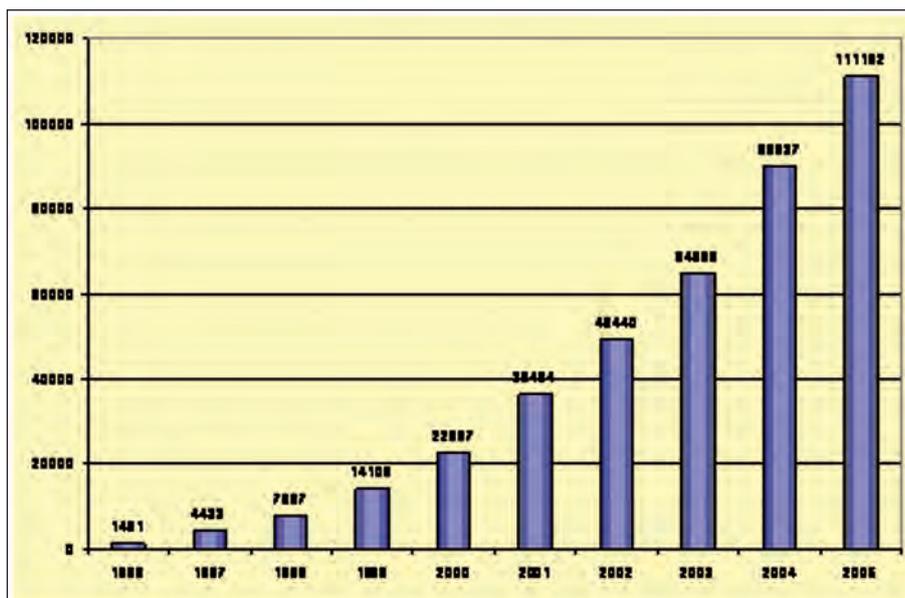


Рис 6.5. Количество сертификатов на соответствие ISO 14001 во всем мире

фективности посредством разработки экологической политики, программ и систем менеджмента и систематической оценки их эффективности. В 2001 г. подготовлена новая редакция регламента [5], которая полностью включает требования стандарта ISO 14001 к системам экологического менеджмента. В дополнение к требованиям ISO 14001 в EMAS особое внимание уделяется соответствию правовым требованиям и взаимодействию с заинтересованными сторонами по вопросам влияния предприятия на окружающую среду. Система экологического менеджмента представляет собой совокупность взаимосвязанных элементов, предназначенных для разработки и реализации экологической политики организации и управления ее экологическими аспектами.

На рис. 6.6 представлена модель функционирования системы экологического менеджмента. Она строится на основе цикла управления, или цикла Деминга, представляющего постоянно действующий повторяющийся процесс, состоящий из следующих этапов: планирование – выполнение – проверка – действие (цикл «PDCA»: P – plan, D – do, C – check, A – act). Целью такой системы является управление воздействием организации на окружающую среду и достижение ее постоянного улучшения, которое выражается в совершенствовании системы экологического менеджмента и улучшении экологических показателей деятельности организации.

Процесс функционирования системы в соответствии со стандартом ISO 14001 состоит в следующем – с учетом результатов предварительной оценки высшее руководство организации должно сформулировать и утвердить экологическую политику, которая определит общие направления и принципы деятельности организации; определив экологическую политику, организация обеспечивает функционирование системы по указанным на рис. 6.1. направлениям.

Таким образом, система экологического менеджмента – это непрерывный процесс, а не событие, и эффективная система является «живой», оценивающей и корректирующей деятельность и направленной на ее постоянное улучшение.

6.2.5. Зарубежные системы экологического менеджмента

Показательно, что крупнейшие энергетические компании Европы (EdF, E.ON, RWE и др.), владеющие атомными станциями, внедряют на своих предприятиях системы экологического менеджмента и сертифицируют их на соответствие стандарту ISO 14001, а также регистрируют их в EMAS. Хорошим примером может служить деятельность компании «EdF Group», крупнейшей энергетической компании в Европе, которой в 2005 г. было произведено более 640 млрд кВт·ч электроэнергии, из которых более 70% выработано атомными электростанциями.

В 2001 г. компания «EdF Group» взяла на себя обязательства по обеспечению устойчивого развития, был разработан и подписан документ «Устойчивое развитие и программа на XXI век» [6], в котором сформулированы принципы, составляющие четыре приоритетных направления политики в области устойчивого развития. Эти принципы нашли отражение в различных документах «EdF Group», таких как этические принципы компании, экологическая политика, соглашение по социальной ответственности и других. Одним из направлений по обеспечению устойчивого развития является ведение ответственной деятельности, в том числе охрана окружающей среды и сертификация на соответствие стандарту ISO 14001. В 2002 г. «EdF Group» был получен единый сертификат соответствия ISO 14001 на все виды деятельности на основе результатов проведенного аудита около 40 предприятий с обязательством провести аудит остальных предприятий, что и было сделано к началу 2004 г. [7].



Рис. 6.6. Модель системы экологического менеджмента в соответствии со стандартом ISO 14001:2004

В 2005 г. «EdF Group» приняла новую экологическую политику [8], реализация которой была намечена на 2005–2007 гг. Она представляет три основных направления: первое отражает борьбу с парниковым эффектом и изменением климата, второе состоит в ограничении воздействия предприятий на окружающую среду и здоровье, а третье предусматривает расширение диалога со всеми заинтересованными сторонами. Экологическая политика реализуется в рамках системы экологического менеджмента, соответствующей ISO 14001: она охватывает все виды деятельности компании во всех странах расположения ее предприятий и филиалов. При повторной сертификации системы экологического менеджмента в 2005 г. компания получила сертификат DNV, охватывающий 276 производственных предприятий в 21 стране, и подтверждающий, что компания предпринимает эффективные действия для выполнения принятых на себя обязательств.

Отметим, что в европейских странах практически на всех атомных станциях действуют системы экологического менеджмента, которые сертифицированы на соответствие стандарту ISO 14001, а некоторые из них зарегистрированы и в EMAS.

В США сертификация на соответствие стандарту ISO 14001 не получила распространения, подобного европейскому, хотя многие предприятия американской атомной отрасли приняли на себя обязательства в области охраны окружающей среды и реализуют различные программы для их выполнения. В ряде случаев они совершенствуют и системы экологического менеджмента. Особого внимания заслуживает деятельность по внедрению систем экологического менеджмента на государственных предприятиях.

Федеральные ведомства ряда стран активно внедряют системы экологического менеджмента, признавая важность и необходимость такой деятельности (Великобритания, США). В этой связи интересен опыт США по распространению систем экологического менеджмента на предприятиях федеральных агентств, в частности, Министерства энергетики [9–13]. Причем эти системы экологического менеджмента должны выступать частью внутренних систем управления безопасностью, что позволит использовать единые подходы для управления ресурсами и рисками, а также для установления и достижения целей в области охраны окружающей среды, безопасности и здоровья.

Министерством энергетики были определены 44 площадки, на которых требовалось внедрение систем экологического менеджмента. Предприятия успешно справились с поставленной задачей по внедрению этих систем, в результате на конец 2005 г. 41 площадка оказалась охваченной системами экологического менеджмента, а десять систем были сертифицированы на соответствие стандарту ISO 14001, в том числе такие крупные ядерные научные центры, как Ок-риджская национальная лаборатория, Брукхейвенская национальная лаборатория и тихоокеанская северо-западная национальная лаборатория (Oak Ridge National Laboratory, Brookhaven National Laboratory, Pacific Northwest National Laboratory) [14].

Появление новой директивы президента США «Усиление управления в области экологии, энергопотребления и транспортных перевозок» [15] от 24 января 2007 г. стало следующим этапом в деле последовательного улучшения системы управления федеральными предприятиями. Регулирование деятельности в области охраны окружающей среды на самом высоком уровне свидетельствует о приоритете этих вопросов, обеспечивая постоянную деятельность федеральных агентств и предприятий по реализации принципов устойчивого развития.

6.2.6. Внедрение международных стандартов экологического управления в атомной отрасли России

Росатом, сознавая, что благоприятная природная среда является необходимым условием национальной и общечеловеческой безопасности, относит обеспечение экологической безопасности функционирования отрасли к числу приоритетных отраслевых задач. Так, в 2003 г. был разработан и принят [16] основополагающий отраслевой документ в этой области – «Основы экологической политики Минатома России», а в 2005 г. вышла его новая редакция – «Основы экологической политики Росатома» [17]. Принятие этого документа стало важным шагом в обеспечении развития отрасли, поскольку в нем определены «цель, основные принципы и направления деятельности агентства в обеспечении экологической безопасности, охраны окружающей среды и устойчивого развития...».

Цель разработки и утверждения основ экологической политики – определение краткосрочной и долгосрочной стратегии природоохранной деятельности Росатома, разработка и реализация мероприятий, которые реально необходимы для решения накопленных экологических проблем, решения задач сегодняшнего дня, планомерного развития отрасли в рамках стратегии устойчивого развития.

Особо следует подчеркнуть, что практически впервые в отрасли разработан подобный документ. Это свидетельствует об осознании руководством Росатома масштабности накопленных экологических проблем. Они, как известно, связаны в первую очередь с доставшимся ядерным наследием, а также экономическими трудностями последнего десятилетия прошлого века и первых лет XXI века. Имевшиеся экологические проблемы еще несколько лет назад были неподъемными как для отдельных предприятий, так и для отрасли в целом.

Принципы, изложенные в Основах экологической политики Росатома, позволяют поэтапно решать накопленные и текущие проблемы в области охраны окружающей среды и обеспечения экологической безопасности для достижения признанного в международной практике уровня ядерной, радиационной и всех других компонент экологической безопасности.

В документе определяются конкретные приоритетные и первоочередные задачи отрасли в области экологической безопасности, охраны окружающей среды и рационального природопользования. В том числе одним из приоритетных направлений является совершенствование управления экологической безопасностью и природоохранной деятельностью, для чего предусматривается внедрение на предприятиях отрасли международных стандартов в области охраны окружающей среды и экологической безопасности.

В целях научного обоснования и разработки организационно-технических мероприятий по реализации экологической политики в 2005 г. сформирован Научно-координационный совет по охране окружающей среды. На него возложены задачи по разработке научно-методических рекомендаций и мероприятий по развитию отраслевой системы управления в области охраны окружающей среды, а также планов и практических мер по реализации Основ экологической политики Росатома. Важным аспектом деятельности Совета является работа по внедрению на предприятиях Росатома национальных и международных стандартов в области охраны окружающей среды, рационального природопользования, экологической безопасности и экологического менеджмента, в первую очередь стандартов серии ISO 14000.

Таким образом, внедрение в практическую деятельность по охране окружающей среды международного стандарта ISO 14001 признается Росатомом эффективным инструментом совершенствования существующей системы обеспечения экологической безопасности на предприятиях отрасли. А практическая реализация этих намерений позволит, в частности, избежать ситуации, когда невыполнение новых, а на мировом рынке фактически обязательных требований может подорвать конкурентную способность продукции российских предприятий ядерного топливного цикла.

Можно отметить, что на предприятиях Росатома имеется и реальная заинтересованность в работах по внедрению современных систем управления и их сертификации, и потенциал для их реализации.

В отрасли есть предприятия, которые уже создали современные системы экологического менеджмента. Характерно, что это ориентированные на экспорт предприятия ЯТЦ, которым внедрение систем экологического менеджмента и их сертификация необходимы для обеспечения своей конкурентоспособности. В своих заявлениях об экологической политике они четко фиксируют приоритетность обеспечения безопасности и охраны окружающей среды. Так, в настоящее время три основных производственных предприятия корпорации «ТВЭЛ» – ОАО «Чепецкий механический завод», ОАО «Новосибирский завод химконцентратов» и ОАО «Машиностроительный завод» – внедрились системы экологического менеджмента, соответствующие международному стандарту ISO 14001:2004, и сертифицировали их в независимых органах по сертификации.

В настоящее время ряд предприятий отрасли ведет работы по совершенствованию своих систем экологического менеджмента для приведения их в соответствие с требованиями ISO 14001. Среди них ОАО «Концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» (Концерн «Энергоатом»), Комбинат «Электрохимприбор», ОАО «Ангарский электролизный химический комбинат», ОАО «Уральский электрохимический комбинат», Федеральный научно-производственный центр «Научно-исследовательский институт измерительных систем им. Ю.Е. Седакова». Опрос предприятий Росатома, проведенный в 2006 г., показал, что большинство из них считают целесообразным внедрение систем экологического менеджмента.

Рассматривая деятельность Концерна «Росэнергоатом» (сейчас – ОАО «Концерн «Энергоатом») по внедрению стандарта ISO 14001, отметим, что в 2004 г. была разработана Программа работ по сертификации СУОС Концерна «Росэнергоатом» и его филиалов – атомных станций – на соответствие требованиям ISO 14001. В результате реализации программы в начале 2005 г. сертификат соответствия получила Балаковская АЭС. На основе полученного опыта программа была пересмотрена и в 2006 г. утверждена и введена в действие новая Программа работ по совершенствованию и сертификации системы экологического менеджмента ФГУП «Концерн «Росэнергоатом». При этом в отличие от ранее существовавшего подхода предусматривается создание единой системы экологического менеджмента, распространяющейся на центральный аппарат и филиалы – атомные станции. В соответствии с программой сертификация системы экологического менеджмента концерна запланирована на 2009 г.

6.2.7. Совершенствование управления природоохранной деятельностью

Действовавшая на протяжении последних 20 лет система управления в Росатоме в целом позволяла обеспечивать необходимый уровень безопасности в отрасли. Вместе

с тем по ряду позиций система управления безопасностью и охраной окружающей среды могла бы быть существенно усовершенствована.

Важную роль в организации работ систем управления безопасностью и охраны окружающей среды по повышению уровня безопасности в отрасли играет подготовка персонала, владеющего системами экологического менеджмента. Определенная работа в этом направлении проводилась в Росатоме и ИБРАЭ РАН совместно с Министерством энергетики США. Для специалистов Росатома и предприятий отрасли в 2003–2006 гг. был организован цикл семинаров.

На основе специально разработанной модели предприятия ЯТЦ, которая содержала сведения о предприятии, структуре управления, потребителях и поставщиках продукции, характере производств, факторах воздействия на окружающую среду и персонал, состоянии окружающей среды в районе размещения предприятия, квалификации и опыте персонала, обращении с РАО и ОЯТ, взаимодействии с федеральными и местными органами власти, населением и СМИ и т. д. проводилась отработка практических навыков, необходимых для внедрения стандарта ISO 14001 на предприятиях. Дискуссии и обсуждения в рамках проведенных курсов, охватившие множество различных аспектов управления в области охраны окружающей среды как на уровне предприятий, так и отрасли выявили безусловную актуальность этих проблем для предприятий и позволили определить приоритетные вопросы, возникающие при оценке основных факторов воздействия предприятий на окружающую среду:

- использование ресурсов;
- обращение с отходами;
- выбросы и сбросы ВХВ;
- водопользование;
- реабилитация и рекультивация земель.

К сожалению, по сути за рамками рассмотрения экологических аспектов деятельности предприятий оставались ключевые вопросы экологичности ядерных технологий. Это вопросы вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов и безопасного обращения с ОЯТ и РАО. Остались, несмотря на то, что и с позиций общественного мнения, и с точки зрения сложности и ресурсоемкости эти вопросы являются наиболее принципиальными и болезненно воспринимаемыми при оценке экологичности ядерных технологий.

Среди приоритетных задач по совершенствованию отраслевой системы управления природоохранной деятельностью и экологической безопасностью, решение которых необходимо для дальнейшего развития отрасли, можно отметить:

- объективные оценки воздействия на окружающую среду и здоровье населения предприятий отрасли и последствий радиационных аварий;
- разработку научно обоснованных целевых программ по повышению экологической безопасности;
- совершенствование правовой базы в области обеспечения экологической безопасности и охраны окружающей среды;
- обоснование достигнутого уровня экологической безопасности отрасли для органов государственного управления и общественности и расширение взаимодействия с общественностью.

Оценка и прогноз состояния безопасности, уровней воздействия на окружающую среду и здоровье населения — это неотъемлемый элемент деятельности, обеспечивающей устойчивое развитие. В зависимости от масштабов промышленной деятельности (а в отношении ЯТЦ это, безусловно, справедливо) можно говорить о необходи-

мости стратегической экологической оценки. Ее основные элементы и процедуры зафиксированы в «Протоколе по стратегической экологической оценке к конвенции об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном контексте». В рамках отраслевых отчетов по безопасности, «Энергетической стратегии России на период до 2020 года», «Стратегии развития атомной энергетики в первой половине XXI века» уже имеются элементы подходов к стратегической экологической оценке развития атомной энергетики и ядерных технологий. Важными для такой оценки являются работы по углубленной оценке безопасности, оценкам рисков для здоровья и ущербов окружающей среде в связи с развитием различных видов энерготехнологий. В ряду рисков, способных оказать серьезнейшее негативное воздействие на их развитие, стоит риск аварий с радиоактивным выбросом в окружающую среду за пределы площадки предприятия, в том числе вследствие террористических действий.

В работах, выполненных ИБРАЭ РАН, бывшим ГНЦ Российской Федерации «Институт биофизики» и рядом других научных центров неоднократно обосновывался вывод об экологических преимуществах атомной энергетики в сравнении с тепловыми и гидростанциями, в том числе на основе комплексного анализа рисков [18].

Острые экологические проблемы тепловой энергетики хорошо известны. Они характеризуют все этапы: добычи и транспортировки энергоносителей, выработки электроэнергии и утилизации отходов. За последние десятилетия проведены масштабные исследования экологии ядерного и теплового топливных циклов, результаты которых демонстрируют явные преимущества атомной энергетики с позиций влияния на здоровье человека.

С точки зрения экологичности ядерные технологии по своей физической сути имеют принципиальные отличия от других энерготехнологий. Эти отличия позволяют многократно снизить ущерб для окружающей среды на начальной и конечной стадии топливного цикла, несоизмеримо сократить расходы на транспортировку топлива, позволяют, используя реакторы на быстрых нейтронах, включить в энергопроизводство запасы ядерного топлива на тысячи лет. Но эти же отличия создают и специфические проблемы. Прежде всего, это образование радиоактивных отходов, которые накапливаются и длительное время нуждаются в специальном обращении. Кроме того, хотя тяжелые аварии на атомных станциях крайне маловероятны, их последствия затрагивают большие группы людей и обширные территории.

В настоящее время базовые ограничения, установленные из гигиенических критериев (1 мЗв), гарантированно обеспечивают защиту населения и окружающей среды. Это происходит за счет консервативной реализации цепочки: дозовый предел – квота – допустимый выброс или сброс – технологии – фактический выброс или сброс. Фактические дозы оказываются на два порядка и более ниже годового предела.

В последние годы на уровне МКРЗ и МАГАТЭ предпринимаются попытки расширения, а по сути – ревизии основной парадигмы радиоэкологии «защищен человек – защищена окружающая среда» [19]. Следствием этого является вовлечение задач радиоэкологической науки (оценка доз на биоту, изучение радиационных эффектов) в сферу практического обеспечения радиационной безопасности. Детальный анализ предлагаемого подхода [20] показывает, что при нормальной эксплуатации объектов атомной энергетики и промышленности отсутствуют объективные предпосылки для беспокойства относительно негативных последствий радиационного воздействия на объекты живой природы.

Естественно, задачи радиоэкологии интересны и важны, в том числе в контексте современных тенденций развития систем управления охраной окружающей среды, но они не имеют прямого отношения к промышленной деятельности. Разумеется, специалисты в области воздействия радиации на человека и природу, как и любые

другие представители фундаментальных наук, заинтересованы в продолжении и углублении исследований независимо от их практических результатов.

Целевые программы по повышению экологической безопасности с понятными информативными показателями востребованы как внутри страны, так и при осуществлении международного сотрудничества. Они предъявляют новые требования к обоснованности приоритетов и к наглядности результатов деятельности по охране окружающей среды и повышению безопасности в целом.

Известно [21], что сложность ситуации, связанной с отсутствием сформулированных на понятном языке целей и критериев оценки эффективности мероприятий, проявляется на всех уровнях. На уровне реализации федеральных и ведомственных целевых программ, финансируемых из государственного бюджета, это приводит к отсутствию взаимопонимания между налогоплательщиком и государством, поскольку в подобных условиях человеку трудно понять, на какие цели и задачи расходуются его деньги и насколько эффективно государство выполняет свои функции. Такие недостатки были присущи и утвержденной в 2000 г. Федеральной целевой программе «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2000–2006 годы [22]. В условиях нечетко сформулированных целей и критериев оценки эффективности мероприятий по повышению ядерной и радиационной безопасности средства федерального бюджета выделялись в крайне ограниченных масштабах. Это предопределило итог реализации программы – ни одного крупного практического мероприятия за прошедшие годы реализовано не было.

Использование программно-целевых методов является одним из основных механизмов решения приоритетных национальных задач. В отношении атомной отрасли отметим принятую в 2006 г. Федеральную целевую программу «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года» [23]. Программа предусматривает ввод в эксплуатацию новых энергоблоков АЭС для обеспечения прогнозируемого возрастания потребления электроэнергии. Для этого программа включает следующие задачи:

- развитие мощностей атомных электростанций, в том числе достройку энергоблоков высокой степени готовности и продление сроков эксплуатации действующих энергоблоков, строительство и ввод в эксплуатацию новых энергоблоков атомных электростанций;
- развитие и реконструкцию производственных мощностей организаций ядерного топливного цикла;
- развитие мощностей по обращению с ОЯТ и РАО на атомных электростанциях и подготовку к выводу из эксплуатации энергоблоков атомных электростанций;
- переход к инновационным технологиям развития атомной энергетики.

Увеличение мощностей АЭС позволит существенно снизить техногенную нагрузку на окружающую среду в части выбросов парниковых газов, что соответствует обязательствам, принятым Россией в рамках Киотского протокола.

Для решения проблем, связанных с обеспечением ядерной и радиационной безопасности, в настоящее время разработана Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». Данная программа, в основном, направлена на решение комплекса сложных нерешенных отраслевых проблем, связанных с прошлой деятельностью, среди которых вывод из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов и создание эффективной системы обращения с ОЯТ и РАО. Это наиболее сложные и ресурсоемкие задачи, требующие четко сформулированных целей и оптимальных решений для их

эффективного достижения, позволяющие обеспечить прозрачность распределения ресурсов.

На уровне предприятий ситуация с разработкой и реализацией программ была во многом обусловлена тем, что в условиях ограниченности ресурсов, находящихся в распоряжении предприятий и отрасли в целом даже в отношении таких очевидных ситуаций, как необходимость решения накопленных в результате прошлой деятельности проблем на ПО «Маяк» (Комплексный план решения экологических проблем ФГУП «ПО «Маяк» (2003 г.), который включал и анализ сформировавшейся ситуации, и оценку рисков, и определение приоритетных мероприятий, и систему их реализации), не удалось добиться реализации намеченных планов.

Существенным требованием к этой деятельности, только при успешном выполнении которого можно говорить об эффективной системе управления, является определение приоритетов на основе уровней воздействий на окружающую среду, что представляет собой достаточно сложную научно-техническую задачу. Ее решение существенно осложняется несовершенством нормативно-правовой базы и проходящей ее модернизацией, административной реформой, сопровождающейся разграничением полномочий, а также некоторыми концептуальными инициативами в области радиационной защиты объектов живой природы.

Стандарт ISO 14001 предполагает системный подход к принятию решений и выбору практических мер, направленных на предупреждение и уменьшение опасности от деятельности предприятия для здоровья и жизни человека, окружающей среды и ущерба имуществу. По сути, это управление риском. Поэтому для определения приоритетов и разработки практических мероприятий по управлению воздействием на окружающую среду представляется целесообразным использование подходов, связанных с оценкой риска. Это позволяет разрабатывать научно обоснованные программы по повышению экологической безопасности.

Так, в ИБРАЭ РАН совместно со специалистами Министерства энергетики США и представителями предприятий была разработана методика оценки риска на опасных промышленных предприятиях (включая ядерно и радиационно опасные объекты) на основе матриц риска [24, 25]. Матрица риска как одна из методологий использовалась при разработке Стратегического мастер-плана комплексной утилизации АПЛ на Северо-Западе России (пример приведен на рис. 6.7) [26]. В рамках указанной методики рассматриваются сценарии возможных аварий и оцениваются их последствия. Приоритетность работ по повышению безопасности определяется в зависимости от того, в какой зоне матрицы риска оказываются результаты оценок. При этом сама матрица рисков может меняться в зависимости от текущего состояния обеспечения экологической безопасности.

Следует отметить, что предлагаемые процедуры не подменяют вероятностный анализ безопасности и углубленные оценки безопасности, принятые в атомной энергетике и промышленности. Они позволяют решать другую задачу – наглядно продемонстрировать, что организация системно оценивает приоритеты в области обеспечения экологической безопасности и реализует их.

Особенно важно, чтобы международное и национальное законодательство в области радиационной безопасности человека и окружающей среды базировалось на научно обоснованной платформе, учитывающей, с одной стороны, социальные, культурные и этические потребности общества, а с другой – экономические ресурсы для их удовлетворения, и опирающейся на фактические данные о воздействии ионизирующего излучения на окружающую среду и человека.

Сформулированный более пяти лет назад тезис о необходимости гармонизации нормативно-правовой базы в области регулирования экологической безопасности и рисков для здоровья населения, обусловленных различными техногенными факторами, становится еще более актуальным. При ограниченности ресурсов дальнейшее снижение рисков, связанных с радиационным воздействием при нормальной эксплуатации ядерных технологий, не эффективно.

Федеральным законом «О техническом регулировании» от 2002 г. предполагалась глубокая модернизация системы обеспечения безопасности человека и окружающей среды во всех отраслях промышленности и почти во всех сферах деятельности.

Идея вывода минимальных требований к безопасности на уровень законов (технических регламентов) достаточно конструктивна, так как позволяет сохранить главное – базовые ограничения по безопасности, в нашем случае – пределы доз облучения, в статусе обязательных требований и перевести остальные требования в ранг добровольных процедур, необходимость выполнения которых определяется многими условиями. Среди них экономические возможности хозяйствующего субъекта, требования потребителя конечной продукции и т. д. Таким образом, закрывается путь для введения необоснованных ограничений на ведение хозяйственной деятельности, а также для принуждения предприятий к ведению деятельности, напрямую не связанной с обеспечением безопасности.

В качестве примера последних лет можно отметить проект общего технического регламента «Радиационная и ядерная безопасность» [27]. Им предусматривается обя-



Рис. 6.7. Матрица рисков для объектов комплексной утилизации АПЛ

зательность реализации многих процедур, не связанных с безопасностью и не имеющих аналогов в мире. Среди них – радиационно-гигиеническая паспортизация предприятий и территорий, единая государственная система учета доз облучения населения (от всех источников облучения) и многие другие.

Эффективное (то есть научно и социально-экономически обоснованное) техническое регулирование экологической, ядерной и радиационной безопасности ЯТЦ – вопрос принципиальной важности. Административная реформа и политическая ситуация дали новые возможности для выработки и реализации современной правовой базы обеспечения безопасности, которая позволит решить две задачи:

- стать мощным стимулирующим фактором для развития атомной энергетики и промышленности;
- сохранить достигнутый уровень экологической безопасности и обеспечить его повышение на основе системного подхода и концепции устойчивого развития.

Однако на практике ситуация развивалась несколько иначе. Полярность взглядов на приемлемость изменения сложившейся системы регулирования безопасности и возможности адаптации норм Федерального закона «О техническом регулировании» для ядерного топливного цикла не позволяли выработать консолидированную позицию всех заинтересованных ведомств по практической программе совместных действий. Более того, специфика регулирования безопасности в области использования атомной энергии и опасения относительно негативных последствий реформы для фактического обеспечения безопасности инициировали попытки исключения атомной энергетики и промышленности из сферы технического регулирования. Не останавливаясь на перспективах подобного развития событий и трудностях на этом пути, отметим, что при модернизации нормативно-правовой базы в области ядерной, радиационной и экологической безопасности не нужно придумывать ничего нового, а использовать только апробированные на практике решения. При этом необходимо отказать от всего того, что на практике себя не оправдало.

Ситуация в области технического регулирования может быть охарактеризована как весьма сложная. Знакомство с уведомлениями о разработке проектов и самими проектами технических регламентов показало, что масштабный и бессистемный поток инициатив в этой области (существуют предложения по десяткам проектов технических регламентов) может привести к очевидно негативным результатам. Например, в проекте специального технического регламента «Требования пожарной безопасности для продукции» [28] устанавливаются требования к защитной одежде, используемой при тушении пожаров на АЭС. При этом требуется, чтобы «коэффициент ослабления внешнего облучения гамма-излучением энергией 122 кэВ составлял не менее 5,5». Это требование абсурдно и опасно как для пожарного, так и для АЭС. Оно означает, что нужна радиационная защита с плотностью более 20 г/см², а это десятки килограммов ненужной нагрузки на пожарного. Вместо этого научно обоснованное дополнительное требование к защите пожарных на ядерно и радиационно опасных объектах может быть сведено к тому, что в костюме пожарного должен быть сигнализирующий дозиметр.

Существенными мероприятиями, вносящими свой вклад в обеспечение безопасности, являются работы по обоснованию достигнутого уровня экологической безопасности отрасли для органов государственного управления и общественности и расширение взаимодействия с общественностью.

Обоснование безопасности может быть осуществлено только во взаимодействии. Задача взаимодействия должна решаться на всех уровнях:

- государство и общество;
- атомная промышленность и общество;
- наука и общество;
- предприятие и общество.

Убедительная доказательность и обоснованность экологической безопасности в глазах общественности, в том числе на уровне рядового налогоплательщика и избирателя, не менее важны, чем их фактическое обеспечение. Следует признать и наличие серьезных ограничений для достижения конечных целей экологической политики в области ядерных технологий, связанных прежде всего с несоответствием масштаба реальных угроз здоровью и окружающей среде от ядерных технологий и их восприятием общественностью. В новейшей истории имеется значительное количество примеров реализации отрицательного отношения общественности к ядерной деятельности в виде отказа от атомной энергетики на государственном уровне. Общественность считает радиационный риск неоправданно большим, в действительности же реальный риск от ядерных технологий сегодня пренебрежимо мал. Существующая нормативно-правовая база регулирования общих экологических рисков этого не отражает.

Современная система управления предусматривает оценку риска при нормальной эксплуатации объекта и при авариях. Использование оценок риска позволяет получить ясную и доступную для восприятия характеристику воздействия предприятий госкорпорации и определить действительное место ионизирующего излучения среди многообразия техногенных факторов, влияющих на здоровье человека в регионах размещения предприятий отрасли.

Комплексная оценка влияния предприятий госкорпорации на здоровье населения и природную среду, оценка и анализ техногенных рисков иной этиологии, организация информационной работы и учет мнения общественности при принятии решений являются важными составляющими системы управления.

Как уже отмечалось, в ИБРАЭ, Институте биофизики проводились работы по оценке рисков для регионов размещения предприятий отрасли. К сожалению, ни одна из них из-за ограниченности ресурсов не была проведена в должном формате – с вовлечением местных специалистов, изданием завершающих материалов.

6.2.8. Специальные экологические программы реабилитации радиационно загрязненных участков территории

В рамках сотрудничества Российской Федерации с США инициирована и продолжается программа возврата в Россию высокообогащенного ядерного топлива с исследовательских реакторов, построенных по отечественным проектам в 17 странах.

В соответствии с российским законодательством часть средств, полученных от реализации проекта, направляется на финансирование мероприятий специальных экологических программ. Предусмотренные в нормативно-правовых документах обязательные мероприятия предназначались как для решения «замороженных» проблем реабилитации загрязненных участков территории, так и для компенсации роста экологических рисков, связанных с расширением производства по переработке ОТВС зарубежных энергетических реакторов. Требования нормативно-правовой базы были настроены на осуществление массового ввоза ОЯТ зарубежных энергетических реакторов, но учтены они были при разработке проектов ввоза ОТВС исследовательских реакторов в 2005–2008 гг.

В составе Единых проектов ввоза ОТВС исследовательских реакторов были разработаны и получили положительное решение Государственной экологической экспертизы СЭП, ориентированные на решение экологических проблем в регионе расположения ПО «Маяк», реабилитационные мероприятия на радиационно загрязненных участках поймы реки Теча в пределах села Муслюмово и по рекультивации территории села Муслюмово.

Программы направлены на снижение рисков негативного воздействия радиации на персонал и население и улучшение экологической ситуации путем проведения реабилитационных мероприятий на территории грунтовых могильников твердых радиоактивных отходов ПО «Маяк» и формирования эффективной системы диагностики состояния могильников и радиационного мониторинга работ по реабилитации радиационно загрязненных участков территории, на улучшение экологической ситуации в пределах села Муслюмово, пострадавшего в результате аварии на производственном объединении «Маяк» в 1957 году.

Хотя масштабы решения экологических проблем за счет ввоза ОТВС зарубежных исследовательских ядерных реакторов не слишком велики (чуть более пятой части контракта по ввозу), тщательный выбор мероприятий СЭП может способствовать эффективному использованию этих ограниченных средств, если направлять их на устранение «болевых» точек, на решение особенно острых экологических проблем загрязненных территорий.

К настоящему времени все программы реализованы в Челябинской области. МАГАТЭ признало работу региона по выполнению специальных экологических программ реабилитации радиоактивно-загрязненных территории Челябинской области уникальной.

6.2.9. Информирование общественности об экологической деятельности атомной отрасли

Решению задач повышения информированности общественности о деятельности атомной отрасли, укреплению ее диалога с общественностью, повышению открытости Госкорпорации «Росатом» служит последовательная деятельность по системному анализу экологической безопасности отрасли, как одного из важных элементов безопасности отрасли в целом, проводимая при работе над материалами ежегодных выпусков отраслевого отчета по безопасности. Ежегодные выпуски отраслевого отчета по безопасности основываются на материалах отчетов предприятий по ядерной и радиационной безопасности, материалах Госкорпорации «Росатом», Ростехнадзора и других организаций. Акценты системного анализа безопасности, представленного в отраслевых отчетах, отражая основные достижения и задачи обеспечения безопасности, эволюционирует со временем, синхронизируясь с приоритетами отраслевых задач в области безопасности.

Так, в отраслевом отчете по безопасности за 2008 год за содержатся фактические данные о ее состоянии, информация о перспективных планах и проводимых мероприятиях, направленных на укрепление безопасности, освещены подходы и практические меры по решению исторически накопленных проблем в атомной отрасли.

Особое внимание в отчете уделяется вопросам управления безопасным использованием атомной энергии, ведомственному контролю за состоянием безопасности.

Подробно рассматривается один из главных вопросов готовности к аварийному реагированию в условиях чрезвычайных ситуаций – проведение учений и тренировок. В 2008 году проводились плановые противоаварийные учения различного уров-

ня (межотраслевого, отраслевого и объектового). Среди наиболее масштабных учений 2008 года по отработке взаимодействия возможных участников противоаварийного реагирования отмечаются:

- Комплексное противоаварийное учение с группой оказания экстренной помощи атомным станциям (ОПАС) на Волгодонской АЭС 24–26 сентября. В учении было задействовано свыше 800 участников из 19 федеральных министерств и ведомств и более 60 единиц техники. За учениями наблюдали 23 зарубежных эксперта из Франции, Германии, Швеции, Республики Корея, Украины, Армении и Ирана.

- Тактико-специальное учение по отработке взаимодействия между САБ ФГУП «СХК» и «АТЦ» в г. Северске (рис. 6.8).

- Комплексную тренировку «ЭПРОН–2008», проведенную в октябре по теме «Практическая отработка действий спасателей, должностных лиц АСФ ЦАСПТР «ЭПРОН» по поиску, обнаружению, подъему из воды затонувшего контейнера».

- Участие оперативной группы АСФ ФГУП «АТЦ» СПб в учении, проводимом Северо-Западным таможенным управлением ФТС России по тематике «Пресечение незаконного оборота радиоактивных материалов в пунктах пропуска через государственную границу».

Специалисты Госкорпорации «Росатом» приняли участие в качестве наблюдателей в проведении тактико-специального учения «Арктика-2008» по ликвидации радиационной аварии в ФГУП «ЦС «Звездочка», г. Северодвинск, в июле-августе 2008 г. На учении присутствовали иностранные наблюдатели.



Рис. 6.8. Радиационная разведка на учении АТЦ г. Северск

Кроме того, Кризисным центром ОАО «Концерн Энергоатом» при взаимодействии с центрами научно-технической поддержки были проведены плановые противоаварийные тренировки на ряде АЭС. В частности, по сценарию, предложенному ГУ МЧС по Саратовской области, в ноябре проведено командно-штабное учение под условным названием «Авария на Балаковской АЭС».

Отработка процедур оказания помощи по ликвидации ЧС, связанных с радиационным фактором на территориях иностранных государств, осуществлялась с участием специалистов АСС Госкорпорации «Росатом» в качестве наблюдателей в национальных учениях по управлению ЧС:

- на АЭС Forsmark – учение «Grepen-2008», Уппсала, Швеция, май 2008 г.;
- на АЭС Laguna-Verde, Мексика, май 2008 г.;
- на АЭС Ульчин, Южная Корея, октябрь 2008 г.;
- в учении «Атом-2008», Казахстан, июнь 2008 г.

Традиционно проанализированы вопросы по обеспечению пожарной безопасности, профессиональному обучению и повышению квалификации кадров в области обеспечения безопасности.

В разделе по обеспечению физической защиты ядерных объектов значительное внимание уделено совершенствованию автоматизированной системы безопасности транспортирования (АСБТ).

В 2008 г. разработаны основополагающие документы, определяющие направления дальнейшего развития, совершенствования и применения автоматизированной системы безопасности транспортирования (АСБТ) в Госкорпорации «Росатом»:

- Концепция АСБТ специальных ЯМ, предусматривающая реализацию комплексного подхода к повышению безопасности – физическую защиту перевозимых грузов, мониторинг местоположения транспортных средств и состояния физической защиты, а также состояния радиационной, пожарной и транспортной безопасности, оперативный информационный обмен между транспортными средствами и диспетчерскими пунктами АСБТ, обеспечение защиты информации.

- Общие технические требования к элементам АСБТ специальных ЯМ, включая требования к диспетчерским пунктам и комплексам АСБТ для оборудования железнодорожных и автомобильных транспортных средств (основные элементы АСБТ представлены на схеме информационного обмена рис. 6.9).

- Положение о физической защите специальных ядерных материалов при транспортировании всеми видами транспорта – железнодорожным, автомобильным, воздушным, морским и внутренним водным.

- Положение об информационном взаимодействии диспетчерских служб организаций, участвующих в обеспечении безопасности транспортирования РМ железнодорожным и автомобильным транспортом.

В 2008 г. продолжено поэтапное развертывание элементов АСБТ, обеспечивающих физическую защиту перевозимых грузов, мониторинг местоположения транспортных средств и состояния физической защиты груза:

- создан и введен в промышленную эксплуатацию диспетчерский пункт ОАО «СХК»;
- создан диспетчерский пункт ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ»;
- созданы и оборудованы комплексами АСБТ 6 специальных грузовых железнодорожных вагонов В-60М2Б, предназначенных для перевозок специальных ЯМ;
- созданы и оборудованы комплексами АСБТ 4 колонны автомобилей, предназначенные для осуществления перевозок специальных ЯМ, каждая из которых вклю-

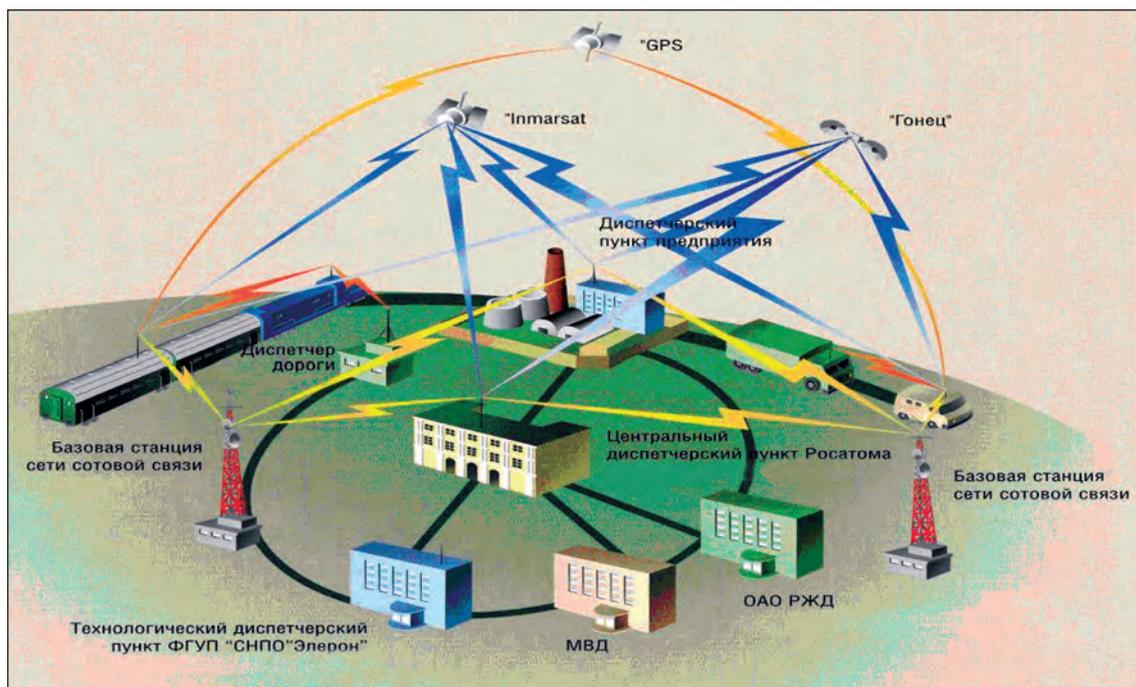


Рис. 6.9. Схема информационного обмена в АСБТ

чает специальный грузовой автомобиль, 2 специальных автомобиля охраны и специальный автомобиль разведки.

К настоящему времени в Госкорпорации «Росатом»:

- созданы 5 диспетчерских пунктов предприятий (организаций);
- оборудованы комплексами АСБТ 106 специальных железнодорожных вагонов (81 грузовой вагон и 25 вагонов охраны), 6 специальных автомобилей (4 колонны).

Для обеспечения дальнейшего развития и совершенствования АСБТ разработан пилотный образец комплекса АСБТ, обеспечивающего мониторинг радиационной, пожарной и транспортной безопасности транспортных средств.

В отраслевом отчете всесторонне освещаются вопросы обеспечения безопасности персонала атомной отрасли: охрана труда, радиационная безопасность, промышленная санитария. Рассматриваются вопросы взаимодействия с органами государственной власти и общественностью, международного сотрудничества Госкорпорации «Росатом».

Должное место в отраслевом отчете отводится ключевым вопросам нормативно-правового обеспечения безопасности, главным из которых является разработка проекта федерального закона «Об обращении с РАО», основные идеи которого рассматривались ранее в разделе 6.1.9.

Отдельная глава традиционно посвящена анализу экологической безопасности предприятий Госкорпорации «Росатом».

Опыт подготовки и издания отраслевых отчетов по безопасности (2002–2009 гг.) показал, что они играют важную роль в информировании органов государственного управления и способствуют формированию общей понятийной базы при взаимодействии с общественностью, в том числе по вопросам экологической безопасности.

Этот опыт был использован для подготовки отчета по экологической безопасности за 2007 год первого предприятия – Ангарского электролизного комбината. В следующем году на его основе рядом предприятий отрасли были подготовлены отчеты по экологической безопасности за 2008 год.

Структура отчетов одинакова. Так, отчет по экологической безопасности за 2008 год ФГУП «Горно-химический комбинат» включает разделы по экологической политике предприятия, основным документам, регулирующим природоохранную деятельность предприятия, системам экологического менеджмента и менеджмента качества, производственному экологическому контролю, параметрам воздействия на окружающую среду. В нем приведены результаты реализации экологической политики, основные итоги годовой экологической и просветительской деятельности предприятия.

На ГХК с 2005 года действует адаптивная «Система экологического менеджмента. Экологическая политика», которая пересматривается в случае ввода новых производств, изменения мнения заинтересованных сторон, появления новых актуальных задач в области экологии.

Высшим приоритетом в области охраны окружающей среды провозглашается минимизация негативного воздействия производственной деятельности на окружающую среду.

Обеспечение и повышение экологической безопасности действующих и выводимых из эксплуатации производств предприятия, рекультивации и реабилитации загрязненных участков территорий, решение проблем долгосрочного обеспечения безопасности при обращении с радиоактивными отходами, ядерными материалами и отработавшим ядерным топливом заявляются в качестве стратегического направления экологической политики предприятия.

На предприятии принято решение о внедрении системы экологического менеджмента в соответствии с требованиями ISO 14001:2004. Внедрение системы экологического менеджмента подразумевает принятие на себя дополнительных обязательств, выходящих за рамки требований законодательства. Отдельные элементы системы экологического менеджмента на предприятии реализованы в рамках стандарта СТП 101–2006, в котором заложены принципы, изложенные в ISO 14001:2004, идентичном ГОСТ Р ИСО 14001–2007.

Приоритетными экологическими аспектам предприятия выбраны:

- выбросы в атмосферу загрязняющих химических и радиоактивных веществ;
- сбросы загрязняющих химических и радиоактивных веществ;
- управление отходами;
- использование водных ресурсов.

В своей деятельности предприятие руководствуется методами менеджмента качества в соответствии с международными стандартами ISO серии 9000. Менеджмент качества признан неотъемлемой частью общего менеджмента предприятия, а понятие «качество» рассматривается как одно из основных составляющих обеспечения ядерной и радиационной безопасности, надежной эксплуатации объектов и точности выполняемых производственных процедур.

Функции экологической службы на ГХК осуществляет Радиоэкологический центр ГХК, имеющий в своем составе аккредитованную в системе Госстандарта лабораторию.

С 1996 года на ГХК действует автоматизированная система контроля радиационной обстановки (АСКРО). Ознакомиться с информацией о радиационной обстановке в районе размещения ФГУП «ГХК» любой желающий может через Интернет (<http://askro.atomlink.ru> или <http://www.sibghk.ru>).

Одна из глав отчета посвящена довольно подробному описанию параметров воздействия предприятия на окружающую среду: приведены данные по сбросам-выбросам, обращению с отходами, загрязненным территориям.

Отмечено, что все производства ГХК в 2008 году работали в регламентном технологическом режиме с соблюдением установленных нормативов по выбросам и сбросам радионуклидов.

По результатам многолетних наблюдений воздействие бассейнов-хранилищ на окружающую среду ограничивается санитарно-защитной зоной предприятия, влияние могильников ТРО незначительно.

Радиационная обстановка в районе полигона подземного захоронения ЖРО удовлетворительная, отходы локализованы в пределах пластов коллекторов и не оказывают отрицательного влияния на неглубокозалегающие грунтовые воды и поверхность почвы. Значения мощности эквивалентной дозы внешнего гамма-излучения не превышают фоновых значений.

ФГУП «ГХК» находится под пристальным вниманием не только контрольных и надзорных органов всех уровней, но и общественных организаций. Предприятием установлен постоянный диалог с ведущими экологическими организациями края, подготовлена общая программа совместных действий. В 2008 году делегация Независимой общественной экологической палаты Красноярского края дважды посетили ГХК, проведен совместный радиоэкологический мониторинг поймы реки Енисея в ближней зоне влияния ГХК. Проведены две научно-практические открытые конференции.

Контакты с представителями СМИ постоянно осуществляет Отдел по связям с общественностью ГХК. Важную часть работы по информированию составляет непосредственное общение руководства ГХК с журналистами и населением, в частности в 2008 году было организовано две прямые линии генерального директора ГХК с читателями одной из самых популярных газет «Комсомольская правда».

Список литературы к главе 6

1. ГОСТ Р ИСО 14001–98. Системы управления окружающей средой. Требования и руководство по применению. М.: ИПК, Изд-во стандартов, 1998.
2. ISO 14001:2004. Environmental management systems – Principles and guidance for use. ISO, 2004.
3. The ISO Survey. 2005//www.iso.org.
4. Council regulation (EEC) No 1836/93 of 29 June 1993 allowing voluntary participation by companies in the industrial sector in a Community eco-management and audit scheme//Official Journal of the European Communities. 1993. October 7. L 168.
5. Regulation (EC) No 761/2001 of the European parliament and of the council of 19 March 2001 allowing voluntary participation by organizations in a Community eco-management and audit scheme (EMAS)//Official Journal of the European Communities. 2001. April 24. L 114.
6. Sustainable Development and the EdF Group AGENDA 21//www.edf.com.
7. ISO 14001 environmental certification//www.edf.com.
8. EdF Group Environmental Policy//www.edf.com.
9. Code of Environmental Management Principles//Federal Register. Notices. 1996. October 16. V. 61, No. 201.
10. Executive Order 13148 of April 21, 2000. Greening the Government Through Leadership in Environmental Management // Federal Register. Presidential Documents. 2000. April 26. V. 65, No. 81.
11. DOE O 450.1. Environmental Protection Program//directives.doe.gov.
12. DOE G 450.1-1. Implementation Guide for use with DOE O 450.1.Environmental Protection Program. Department of Energy U. S., 2004//www.directives.doe.gov.
13. Executive Order 13148. Greening the Government Through Leadership in Environmental Management Second Annual Progress Report. Department of Energy U. S., 2002//www.hss.energy.gov.
14. Executive Order 13148. Greening the Government Through Leadership in Environmental Management Annual Progress Report. Department of Energy U. S., 2005–2006//www.hss.energy.gov.
15. Executive Order 13423 of January 24, 2007. Strengthening Federal Environmental, Energy, and Transportation Management//Federal Register. Presidential Documents. 2007. January 26. V. 72, No. 17.
16. Приказ министра Российской Федерации по атомной энергии № 67 от 19 февраля 2003 г.
17. Основы экологической политики Росатома//www.minatom.ru.

18. Большов Л.А., Арутюнян Р.В., Линге И.И., Воробьева Л.М., Казаков С.В., Павловский О.А., Кобринский М.Н., Осипьянц И.А. Ядерные технологии и экологические проблемы России в XXI веке // Бюллетень по атомной энергии. 2003. № 5. С. 15–19.
19. Публикация 91 МКРЗ. Основные принципы оценки воздействия ионизирующих излучений на живые организмы, за исключением человека: Пер. с англ. М.: Комтехпринт, 2004.
20. Казаков С.В., Линге И.И. Антропоцентрическая и экологическая парадигмы радиационной защиты // Известия РАН. 2004. № 3. С. 39–52.
21. Агапов А.М., Линге И.И., Казаков С.В., Илюшкин А.И., Ерома А.А. О системе показателей и индикаторов эффективности мероприятий по повышению ядерной и радиационной безопасности // Труды VIII Международ. конф. «Безопасность ядерных технологий: экономика безопасности и обращение с источниками ионизирующих излучений», г. Санкт-Петербург, 26–30 сентября 2005 г. С-Пб., 2005.
22. Постановление Правительства Российской Федерации от 22 февраля 2000 г. № 149 «О Федеральной целевой программе «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2000–2006 годы».
23. Постановление Правительства Российской Федерации от 6 октября 2006 г. № 605 «О Федеральной целевой программе «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года».
24. Большов Л.А., Саркисов А.А., Арутюнян Р.В., Линге И.И., Баринов В.Н., Зайцев И.В., Алинин Р.И., Казаков С.В., Шведов П.А. Методологический подход к определению приоритетности работ по комплексной утилизации атомных подводных лодок. М.: Препринт ИБРАЭ РАН, 2003. 25 с.
25. Shickin A. V., Russell B. A., Bakin R. I., Frolova O. B., Strizhova S. V., McSweeney T. I. Pilot Projects on Risk Assessment, and Risk Management. Source Control and Implementing ISO 14001 at Rosatom Facilities, Russia/. Proceedings from the 2nd International Conference on Radioactivity in the Environment (2–6 October 2005, Nice, France). NRPA, Norway, 2005. P. 431–434.
26. Стратегические подходы в решении проблем комплексной утилизации выведенного из эксплуатации российского атомного флота в Северо-Западном регионе: Резюме по Стратегическому мастер-плану. Этап 1. Росатом, Европейский банк реконструкции и развития. М., 2004.
27. Проект общего технического регламента «Радиационная и ядерная безопасность»: Уведомление о разработке проекта / Разр.: Министерство здравоохранения Российской Федерации, Департамент Госсанэпиднадзора // Вестник технического регулирования. 2003. № 1, прилож. 2. С. 7.
28. Проект специального технического регламента «Требования пожарной безопасности для продукции»: Уведомление о разработке проекта / Разр. ФГУ «ВНИИПО МЧС России» // Вестник технического регулирования. 2004. № 2, прилож. 1. С. 8.

ГЛАВА 7

Разработка и реализация целевых программ в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности

7.1. Федеральная целевая программа «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2000–2006 годы

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

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

Для реализации данной программы предполагалось скоординировать деятельность заинтересованных федеральных органов исполнительной власти, органов исполнительной власти субъектов Российской Федерации и организаций независимо от формы собственности. Разработка программы пришлось на период крайне неустойчивого функционирования экономики страны. Как следствие – на программу были выделены весьма ограниченные средства.

Утвержденная Постановлением Правительства Российской Федерации от 22 февраля 2000 г. № 149, ФЦП состояла из 20 подпрограмм. Целью программы декларировалось «комплексное решение проблемы обеспечения ядерной и радиационной безопасности государства, направленное на снижение до социально приемлемого уровня риска радиационного воздействия на человека и среду его обитания объектов использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения техногенного и природного происхождения».

Фактическое финансирование программы было начато в 2001 г. В течение начального периода ее реализации (2001–2004 гг.) бюджетное финансирование не превышало 28% от запланированного уровня.

Отметим, что выделяемые средства абсолютно не соответствовали поставленным задачам. Например, на мероприятие «Обеспечение безопасности атомных электростанций и исследовательских ядерных установок» в 2005 г. выделялось всего 2956 тыс. руб. Для сравнения отметим, что концерном «Росэнергоатом» в эти же годы и на эти же цели ежегодно расходовались миллиарды рублей. В заключении, подготовленном по ФЦП независимой экспертной группой и одобренном на совещании у председателя Правительства Российской Федерации 14 апреля 2004 г., отмечалось, что «...в этих

условиях затруднительно рассчитывать на достижение значимых позитивных результатов по программе».

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

Принципиально важно, что в Основах госполитики были отмечены роль, цель и основные факторы повышения ядерной и радиационной безопасности. В частности, подчеркивалось, что «обеспечение ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии является одной из важнейших составляющих обеспечения национальной безопасности Российской Федерации».

Целью государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности определялось последовательное снижение до приемлемого уровня техногенного воздействия на население и окружающую среду при использовании атомной энергии и снижение до допустимых норм воздействия природных источников ионизирующего излучения.

Необходимо напомнить, что в этот период дозы облучения персонала в связи с деятельностью предприятий атомной энергетики и промышленности в абсолютном большинстве случаев не превосходили допустимых норм. В отношении воздействия на объекты окружающей среды ситуация была иной – большое количество РАО не было изолировано от окружающей среды и существовала также значимая потенциальная опасность в связи с наличием ядерного наследия (см. главу 2). Поэтому представлялась очень важной фиксация основных факторов, определяющих наличие проблемы и государственную политику в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности. Среди них выделялись:

- значительное увеличение в последние годы на территории Российской Федерации ядерно и радиационно опасных объектов и материалов, предназначенных для ликвидации и утилизации и не используемых в интересах обороны и экономики страны;

- необходимость переработки большого количества ядерных материалов, облученных тепловыделяющих сборках ядерных реакторов, радиоактивных отходов, накопленных в результате создания ядерного оружия и производства ядерных оружейных материалов, функционирования предприятий атомной энергетики и промышленности, эксплуатации подводных лодок, надводных кораблей и судов с ядерными энергетическими установками, а также в результате иных видов деятельности в области использования атомной энергии в Российской Федерации;

- усиление угроз со стороны радикальных террористических организаций, в том числе международных, в отношении ядерно и радиационно опасных объектов и материалов;

- физическое старение ядерно и радиационно опасных объектов, а также систем, комплексов и средств физической и противопожарной защиты и охраны таких объектов;

- необходимость реабилитации территорий Российской Федерации, на которых сложилась неблагоприятная радиационная обстановка в результате несовершенства ядерных технологий на первых этапах деятельности по использованию атомной энергии, имевших место аварий на объектах использования атомной энергии, испытаний ядерного оружия;

– недостаточность финансовых средств, выделяемых на решение проблем в области ядерной и радиационной безопасности.

Завершая характеристику базового документа Российской Федерации, отметим, что он документально зафиксировал крупный блок проблем, связанных с ядерным наследием, и дал старт новому взгляду на невозможность дальнейшего откладывания решения проблем в этой области.

7.2. Первые программы по ликвидации ядерного наследия

Начало 2000-х гг. характеризовалось:

– быстрым развертыванием работ по такому направлению, как утилизация атомных подводных лодок и реабилитация бывших береговых баз Военно-морского флота;

– практическим началом работ по ядерному наследию РНЦ «Курчатовский институт»;

– выработкой и началом реализации Комплексного плана решения экологических проблем ФГУП «ПО «Маяк».

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

– принципиальной возможности решения проблем ядерного наследия;

– сложности возникающих научно-технических задач, в том числе в плане выбора и обоснования конечного состояния объектов ядерного наследия;

– цене вопроса для государства.

По проблеме утилизации АПЛ и реабилитации береговых технических баз флота имеется небольшое количество работ, в их числе – стратегический мастер-план [1]. В этой связи ограничимся рассмотрением двух вопросов – реабилитация территории РНЦ «Курчатовский институт» и проблемы ПО «Маяк».

7.2.1. Ликвидация объектов радиационного наследия в РНЦ «Курчатовский институт»

Общая характеристика проблемы

В 1940–1960-х гг. РНЦ «Курчатовский институт» являлся ведущим научно-исследовательским центром страны, координировавшим все работы не только по советскому Атомному проекту, но и по развитию атомной энергетики и промышленности.

Созданная в апреле 1943 г. Лаборатория № 2 обосновалась на участке земли на Ходынском поле между подмосковными селами Хорошево и Щукино. Там, среди большого картофельного поля площадью 120 га, стояло несколько недостроенных зданий Всесоюзного института экспериментальной медицины. В одном из них, большом трех-этажном, разместились первые научные сотрудники, инженеры, лаборанты. Там они не только работали, но первое время и жили.

В декабре 1946 г. на территории Лаборатории № 2 состоялся пуск первого на Евразийском континенте ядерного реактора. Сооружение и ввод в действие реактора было большим, ключевым достижением И.В. Курчатова и его соратников на пути создания атомной бомбы.

Менее чем за четыре года отечественные ученые разработали основы теории ядерных процессов в атомном котле, отработали металлургию урана, наладили производство урановых тепловыделяющих элементов и сверхчистого графита, сконструировали

ли и изготовили приборы контроля и управления цепными процессами и, наконец, построили и ввели в действие принципиально новое на то время устройство – атомный котел.

Позже на территории Института атомной энергии был построен целый комплекс ядерно-физических и других установок, включая исследовательские реакторы, экспериментальные стенды и горячие лаборатории. Отработавшее ядерное топливо этих реакторов, а также радиоактивные отходы, связанные с их работой и проводившимися научными исследованиями, учитывая большую территорию и обособленное расположение, решено было складировать там же, в стороне от научно-производственных корпусов. Однако постепенно город расширился, и вокруг режимной территории Курчатковского института появились жилые кварталы, буквально соседствовавшие с хранилищами РАО.

В результате многолетней производственной деятельности на территории института накопилось значительное количество радиоактивных отходов. Твердые отходы, в том числе высокоактивные, до начала 1970-х гг. направлялись во временные хранилища, которые сооружались на специальной площадке, выделенной в северо-западной части института. Согласно архивным данным [2, 3], в этих хранилищах было размещено примерно 1200 м^3 твердых отходов общей массой свыше 2000 т с суммарной активностью порядка $3,7 \cdot 10^{15}$ Бк.

Первая ревизия комплекса ядерно-физических установок в Курчатковском институте была проведена вскоре после чернобыльской аварии. По ее результатам некоторые установки были остановлены, выведены из эксплуатации, усовершенствованы системы ядерной и радиационной безопасности.

Учитывая потенциальную опасность указанных хранилищ и в целях повышения экологического благополучия окружающей среды и расположенных рядом жилых кварталов в конце 1990-х – начале 2000-х гг. руководство института вышло с предложением о ликвидации находившихся на его территории хранилищ РАО и реабилитации площадки их размещения, одобренным московскими городскими властями. В соответствии с принятым решением был разработан проект «Реабилитация» [4], консолидирующий все работы по данному направлению и включающий очистку других хранилищ и участков загрязненной территории института. По предварительным оценкам, с территории института предстояло вывезти до 3–4 тыс. м^3 твердых радиоактивных отходов и удалить или очистить примерно 10–20 тыс. м^3 радиоактивно загрязненного грунта. Согласно архивным сведениям, можно было ожидать, что основными дозообразующими радионуклидами в отходах являются ^{137}Cs и ^{60}Co . Поэтому с учетом их периода полураспада суммарная активность РАО на начало реабилитационных работ была оценена в 18,0–26,0 ТБк [5, 6].

Сложность и масштабность проводимых работ заключалась в необходимости точного определения местоположения хранилищ, удельной активности и нуклидного состава РАО, помещенных в них, извлечении их с соблюдением всех норм и правил радиационной безопасности, упаковке в контейнеры двойного назначения и отправке на длительное хранение в МосНПО «Радон». Другой чрезвычайно затратной процедурой проекта являлся процесс удаления отработавшего ядерного топлива из хранилищ исследовательских реакторов РИЦ: на территории Курчатковского института накопилось значительное количество отработавших тепловыделяющих сборок, которые в течение 15 лет не вывозились на переработку. Удаление ОЯТ являлось необходимым предварительным этапом подготовки к выводу из эксплуатации остановленных исследовательских реакторов. Длительное хранение ОЯТ потребовало его инвентаризации и, как следствие, полной идентификации.

Необходимость упаковки РАО в контейнеры, их характеристика и паспортизация для последующего удаления РАО на спецполигон, а также инвентаризация и отправка на переработку ОЯТ определили высокую стоимость и сложность реабилитационных работ.

Методы и технологии радиационного обследования объектов

Площадка размещения хранилищ занимает около двух гектаров и с двух сторон граничит с жилыми кварталами. На площадке было сооружено 11 хранилищ, большинство из которых – приповерхностного типа, отличающихся конструкцией, объемом, видом и нуклидным составом помещенных в них отходов. В этих хранилищах находились отходы, образовавшиеся в результате демонтажа конструкций и реконструкции исследовательских реакторов РФТ, «Ромашка» и МР. Все хранилища прослужили более 30 лет, практически полностью исчерпали сроки эксплуатации и подлежали реабилитации.

На этапе подготовки к реабилитационным работам были проанализированы следующие альтернативные решения:

- организация барьеров на пути миграции радионуклидов с подземными водами;
- консервация хранилищ для стабилизации их герметичности и минимизации инфильтрационного выноса из них радионуклидов;
- ликвидация хранилищ и очистка грунта на площадке их размещения для устранения источников радиоактивного загрязнения.

Анализ показал, что первые два решения требуют большого объема буровых и земляных работ, значительных материальных и финансовых затрат. А проработанность технических решений не гарантировала эффективность их применения для гидрогеологических условий площадки и сохраняющихся на ней источников радиоактивного загрязнения и была сопряжена со значительным радиационным риском. Кроме того, эти решения не находили поддержки со стороны городских властей. В результате было принято решение о ликвидации старых хранилищ и очистке загрязненного грунта на площадке их размещения.

Для выполнения работ в рамках единого проекта «Реабилитация» при организационной и финансовой поддержке Росатома совместно с ОАО «ОргстройНИИпроект», ГСПИ, МосНПО «Радон» и НИКИМТ были разработаны концепция и проект проведения реабилитационных работ. Они прошли требуемую процедуру рассмотрения и согласования. Проект предусматривал последовательное решение следующих основных задач:

- ликвидация старых хранилищ, содержавших в основном низко- и среднеактивные отходы в доступной для их извлечения форме;
- ликвидация старых хранилищ с труднодоступными для извлечения отходами вследствие их омоноличивания высокопрочным цементным раствором и содержащих большое количество высокоактивных отходов;
- очистка грунтов на площадке старых хранилищ от радиоактивного загрязнения;
- извлечение и удаление отходов из временных хранилищ на объектах института;
- реконструкция трубопроводов и других элементов спецканализации института;
- очистка и реабилитация других загрязненных участков территории.

Определенные в проектных материалах технологии, технические и конструкторские решения обеспечивали выполнение этих работ при соблюдении правил радиационной безопасности персонала и сохранении нормальной экологической обстановки. Они включали:

- вскрытие хранилищ и удаление из них отходов, при необходимости, под временными укрытиями;
- при вскрытии емкостей хранилищ сооружение над ними легкоъемных перекрытий для минимизации площади рабочих зон и создания радиационной защиты;
- широкое использование дистанционных средств поиска и диагностики источников ионизирующего излучения, дистанционно управляемых робототехнических средств, переносных установок для распыления и нанесения пылеподавляющих составов на основе полимерных соединений;
- непрерывный контроль содержания радионуклидов в воздухе рабочих зон;
- осуществление в рабочих зонах и на внешнем периметре площадки хранилищ постоянного дистанционного контроля мощности дозы γ -излучения.

До развертывания практических работ площадка старых хранилищ была благоустроена, в частности очищена от крупногабаритного строительного мусора и растительности, оборудована дополнительной системой физической защиты.

Для дезактивации строительной техники и механизмов на внутренней границе площадки был сооружен пункт специальной обработки. В целях обеспечения санитарно-гигиенического режима персонала, участвующего в реабилитационных работах, был реконструирован и дооснащен расположенный рядом с площадкой санпропускник исследовательского реактора МР, остановленного для вывода из эксплуатации.

На основе данных радиационного обследования было решено в первую очередь очистить участки загрязнения грунта на площадке, ликвидировать старые хранилища, содержавшие, в основном, низкоактивные отходы и расположенные вблизи режимного ограждения. Это позволяло максимально снизить техногенное влияние на прилегающую городскую территорию. В связи с большими объемами радиоактивного грунта (8–10 тыс. м³) и значительными затратами, требовавшимися для его удаления на захоронение, было решено очищать его на месте. Для этого соорудили опытно-промышленную установку водно-гравитационной и механической сепарации грунта по фракциям в целях выделения и удаления мелкодисперсной фракции, содержащей основную часть радионуклидов [7, 8].

В процессе проведения реабилитационных работ извлеченные отходы сортировались, помещались в сертифицированные металлические или железобетонные контейнеры, паспортизовались, а затем спецавтотранспортом МосНПО «Радон» направлялись на полигон для длительного хранения.

Поскольку сведения об особенностях конструкции хранилищ и помещенных в них РАО отсутствовали, подготовку к извлечению отходов и ликвидации хранилищ проводили в следующей последовательности [9, 10]:

- разведочное бурение приконтурной зоны и массива отходов;
- радиационное и визуальное обследование;
- очистка верхнего перекрытия хранилища от насыпного грунта;
- частичное вскрытие, разрушение и удаление верхнего перекрытия;
- извлечение отходов из хранилища, их сортировка, в том числе по мощности дозы γ -излучения, и размещение в сертифицированные контейнеры;
- обследование и ликвидация строительных конструкций;
- заключительное радиационное обследование котлована;
- сортировка и удаление загрязненного грунта из котлована;
- сдача-приемка выполненных работ и оформление акта о завершении реабилитации;
- засыпка котлована чистым грунтом.

Технические средства разведочного бурения, обследования и вскрытия старых хранилищ выбирались с учетом выявленных особенностей их строительных конструкций, состояния, состава и радиоактивности содержащихся в них отходов. Все работы сопровождались непрерывным дозиметрическим контролем рабочих зон, измерением объемной активности воздуха и радиационной обстановки на площадке размещения хранилищ в целом. Попадание радионуклидов в воздух минимизировалось пылеподавлением.

После удаления верхнего перекрытия вскрытую емкость хранилища, как правило, вновь полностью закрывали легкоъемными железобетонными плитами для создания временной теневой радиационной защиты. В процессе извлечения отходов одну или две плиты теневой радиационной защиты в зоне работ снимали, и отходы вынимали через образовавшийся временный проем. После завершения рабочей смены плиты теневой защиты возвращались на место, а используемые строительные механизмы, спецтехника, транспортные средства, оборудование и инструменты дезактивировались.

Для уточнения местоположения хранилищ, их геометрических размеров, особенностей конструкции и возможностей последующего радиационного и визуального обследований содержимого применялось предварительное разведочное бурение в приконтурной зоне и по массиву отходов.

Визуальное обследование осуществлялось с помощью разработанной компактной видеокамеры, размещенной на телескопической штанге и оснащенной поворотной видеоголовкой. Мощность экспозиционной дозы γ -излучения по глубине скважин определялась измерителем счета УИМ-2-2 с блоком детектирования БДМГ-100, а распределение удельной активности гамма-излучающих радионуклидов в отходах – разработанными коллимированными спектрометрическим и токовым детекторами [11]. Предварительную оценку суммарной активности РАО в обследуемой секции хранилища или хранилища в целом получали с помощью комбинированного коллимированного детектора.

Из результатов лабораторного исследования проб следовало, что в отходах содержатся ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{241}Am , изотопы плутония и некоторые другие. Основными дозообразующими нуклидами являлись ^{137}Cs и ^{60}Co . Следует заметить, что постоянство соотношения активности ^{137}Cs и ^{60}Co в отходах наблюдалось редко. Например, в хранилище № 4 оно изменялось от 1/1 до 10/1 (рис. 7.2.1). Тип отходов определяли по видеоизображению: так, на рис. 7.2.2 изображена полиэтиленовая упаковка с ионообменными смолами, сквозь которую прошел буровой инструмент.

В дальнейшем с учетом радиационного и визуального обследования хранилищ и особенностей их конструкций выбирались способы их вскрытия, извлечения отходов и ликвидации, а также принимались технические решения по обеспечению радиационной безопасности выполнения работ.

Для послойного определения удельной активности отходов в хранилищах были разработаны новые приборы с коллимированными сцинтилляционными детекторами, работающими как в токовом, так и в спектрометрическом режимах. Принцип работы приборов аналогичен работе коллимированных детекторов, которые применяли в работах по исследованию радиоактивного загрязнения почв в ряде регионов бывшего Советского Союза, и результаты которых давали хорошее соответствие с результатами проводившегося параллельно пробоотбора [11–13]. На рис. 7.2.3 показано распределение удельной активности ^{137}Cs и ^{60}Co по глубине одной из скважин, пробуренной в хранилище № 6.

По измеренным данным рассчитывали мощность эквивалентной дозы (рис. 7.2.4); сравнение рассчитанной и измеренной стандартными дозиметрами МЭД давало обычно совпадение в пределах погрешности измерений стандартных дозиметров. Следует отметить, что максимумы МЭД и удельной активности могут в общем случае не совпадать.

На тех же принципах была разработана методика измерений активности отходов в контейнерах.

Применение робототехнических средств

Для снижения риска переоблучения персонала и с учетом опыта специализированных организаций нашей страны для работ на радиационно опасных объектах было выбрано дистанционно управляемое мобильное робототехническое средство средне-

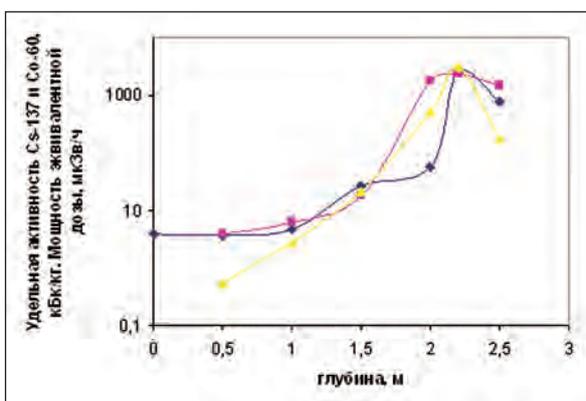


Рис. 7.2.1. Зависимость мощности экпозиционной дозы (1) и удельной активности ^{137}Cs (2) и ^{60}Co (3) от глубины разведочной скважины, пробуренной в массиве хранилища № 4

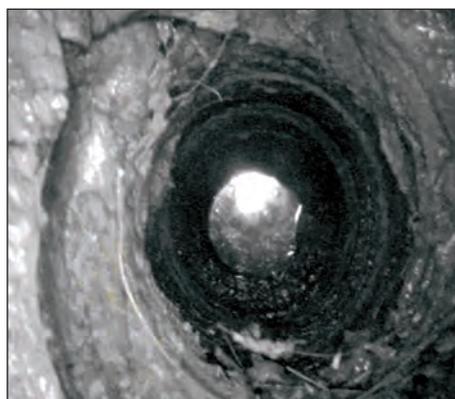


Рис. 7.2.2. Изображение ионообменных смол в хранилище № 4, полученное с помощью компактной видеокамеры

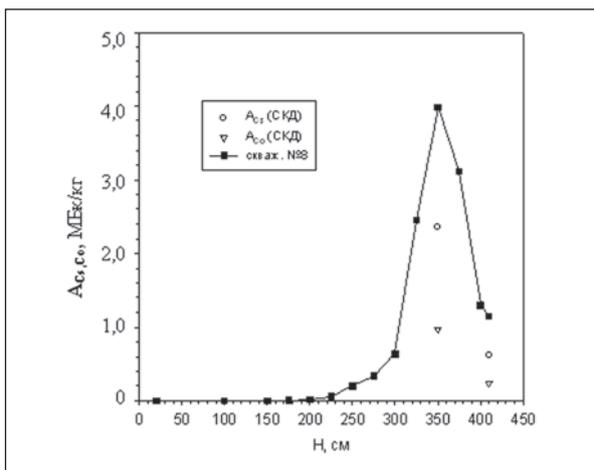


Рис. 7.2.3. Эквивалентная удельная активность ^{137}Cs , измеренная токовым детектором (■), и удельная активность ^{137}Cs (○) и ^{60}Co (▼), измеренная спектрометрическим детектором в скважине № 8, пробуренной в хранилище № 6

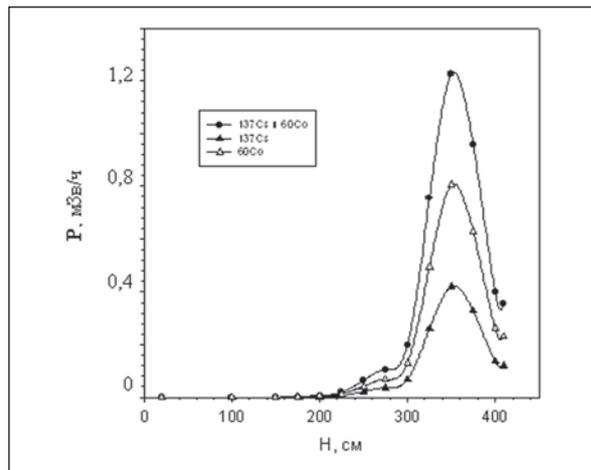


Рис. 7.2.4. Рассчитанная по удельным активностям, измеренным токовым детектором, мощность эквивалентной дозы (●) и вклады в нее ^{137}Cs (▲) и ^{60}Co (Δ)

го класса «Brokk-330», а в качестве вспомогательного — робототехническое средство малого класса «Brokk-110» (рис. 7.2.5) производства шведской фирмы «Brokk» [14].

В ходе работ возникла необходимость разработки средств диагностики и наведения робототехнических средств на интенсивные источники γ -излучения. Для этого был разработан гамма-локатор в транспортном исполнении и установлен на «Brokk-110» (рис. 7.2.6). Макет прибора прошел натурные испытания и готов к дальнейшим усовершенствованиям [15].



Рис. 7.2.5. Мобильный комплекс «Brokk-330»



Рис. 7.2.6. Робототехническое средство «Brokk-110», оснащенное гамма-локатором наведения на интенсивные источники

Ликвидация объектов радиационного наследия

В соответствии с технологической последовательностью после радиационного обследования хранилища начиналось его вскрытие и очистка от насыпного грунта.

Работы проводили, в основном, с помощью традиционных гусеничных или колесных строительных механизмов при обязательном дозиметрическом контроле. Верхние бетонные или железобетонные перекрытия вскрывали грузоподъемными механизмами с необходимой оснасткой. Легкосъемные плиты удаляли обычным автокраном. Прочные монолитные бетонные или железобетонные перекрытия разрушали экскаваторами ЭК-12 и ЭК-270 с гидромолотом, а в некоторых случаях и с помощью установки электроразрядного разрушения [16, 17] (рис. 7.2.7).

Все технологические операции по удалению насыпного грунта, вскрытию, разрушению и удалению перекрытий хранилищ проводили с применением средств пылеподавления.

Низкоактивные отходы извлекали экскаваторами, оснащенными ковшом или грейферным захватом (рис. 7.2.8). Для защиты операторов от ионизирующего излучения кабины строительных механизмов и транспортных средств были обшиты свинцовыми листами и установлены защитные свинцовые стекла типа ТФ-5. Средне- и высокоактивные отходы извлекали робототехническими средствами «Brokk-110» и «Brokk-330» [14] с широким набором навесного оборудования — погрузочного ковша, гидромолота, гидроножниц, гидрокусачек — для их фрагментирования, сортировки и загрузки в контейнеры (рис. 7.2.9).

Строительная техника и робототехнические средства, а также зоны проведения работ были оборудованы специально разработанными пороговыми коллимирован-



Рис. 7.2.7. Фрагменты монолитного бетонного перекрытия хранилища № 2 после его разрушения электроразрядной установкой



Рис. 7.2.8. Извлечение радиоактивных отходов с помощью экскаватора, оснащенного грейферным захватом

ными детекторами, которые в случае попадания в их поле фрагментов отходов с повышенным уровнем мощности дозы γ -излучения подавали звуковой и световой сигналы. Применение подобных детекторов позволяло в большей степени контролировать радиационную обстановку и снижать дозовую нагрузку на персонал. Эти же пороговые детекторы помогали предварительно сортировать извлекаемые отходы по мощности дозы γ -излучения.

Извлекаемые робототехническими средствами низкоактивные отходы на специальной площадке, организованной рядом с хранилищем, фрагментировались, дополнительно сортировались и загружались в контейнеры. Средне- и высокоактивные отходы сразу помещали в контейнеры, где их при необходимости фрагментировали робототехническими средствами. По мере заполнения контейнеров отходами они частично уплотнялись ковшом робототехнических средств.

Такой подход позволил значительно сократить время выгрузки отходов из хранилищ и минимизировать облучение персонала.

Активность отходов, загруженных в бетонные и металлические контейнеры, оценивалась по результатам измерений спектрометрического и токового коллимирован-



Рис. 7.2.9. Извлечение радиоактивных отходов робототехническими средствами



Рис. 7.2.10. Пылеподавление при ликвидации хранилища № 4

ных детекторов и последующей их обработки по специально разработанным методикам [18]. Эти методики учитывали геометрию, толщину и материал стенок контейнеров, плотность их заполнения отходами, а также соотношение активности основных дозообразующих нуклидов ^{60}Co и ^{137}Cs , содержащихся в отходах.

В целях предотвращения воздушного переноса радиоактивных веществ за пределы территории работы проводились при постоянном пылеподавлении, контроле объемной активности аэрозолей в рабочих зонах на площадке старых хранилищ и за ее внешним периметром, а хранилища низко- и среднеактивных отходов закрывали легкоъемными укрытиями.

При ликвидации хранилищ высокоактивных отходов дополнительно вокруг них создавалась внешняя радиационная защита, которая позволила не только снизить мощность дозы на периметре площадки старых хранилищ, но и ограничить выход радиоактивных аэрозолей из зоны работ. Установки подавления аэрозолей устанавливались внутри и вне радиационной защиты – возле проемов, через которые разрушался массив хранилищ и удалялись средне- и низкоактивные отходы (рис. 7.2.10). Аналогичным образом распределялись точки контроля объемной активности аэрозолей [19, 20]. Такая организация контроля и системы пылеподавления существенно снизила объемную активность радионуклидов в воздухе в местах нахождения персонала и по периметру площадки старых хранилищ.

Контрольные уровни содержания радионуклидов в воздухе на территории площадки старых хранилищ были приняты на основании нормативов НРБ-99 для персонала группы Б, а по внешнему периметру – нормативов для населения (табл. 7.2.1.1).

Таблица 7.2.1.1

Контрольные уровни объемной активности, Бк/м³

Объемная активность	^{137}Cs	^{90}Sr	^{241}Am	Сумма α -излучающих изотопов плутония
Допустимая среднегодовая объемная активность воздуха для персонала:				
– группа А	1700	330	0,21	0,53
– группа Б	425	82,5	0,0525	0,1325
– в зоне проведения работ	80	40	0,0525	0,1325

Объемная активность контролировалась двумя независимыми способами:

- непрерывным измерением суммарной α - и β -активности установками УДА-1АБ;
- регулярным отбором проб воздуха с помощью пробоотборников ПВП-4А на аналитические фильтры АФА-РПС-20 с их последующим спектрометрическим и радиометрическим анализом.

Концентрация аэрозолей, измеренная установками УДА-1Б, представляла собой усредненные по длительности рабочих смен, как правило шестичасовых, данные суммарной объемной α - и β -активности прокачанного воздуха (до 20 м³ в смену).

Наряду с контролем объемной активности аэрозолей на площадке старых хранилищ, как правило, в пределах периметра котлованов, по периметру площадки постоянно контролировалось состояние воздушной среды двумя установками «Тайфун» аспирационного типа, расположенными на расстоянии 50 и 250 м от площадки в юго-

западном и северо-восточном направлениях соответственно. Такая организация и средства контроля обеспечивали получение оперативной информации о содержании радионуклидов на площадке и их переносе воздушной средой за пределы площадки, что позволяло корректировать проведение реабилитационных работ [19, 20].

Результаты контроля объемной активности аэрозолей в рабочих зонах анализировались ежемесячно. Объемная активность ^{137}Cs и других γ -излучающих нуклидов определялась гамма-спектрометрическим методом на спектрометрическом комплексе ISO-CART (финская фирма «Ортек») с детектором из особо чистого германия, ^{90}Sr — радиометрическим методом с использованием пластикового сцинтиллятора размером 70×3 мм и спектрометра «Колибри» по специально разработанной методике. Погрешность измерений составляла $\pm 30\%$ [21]. Кроме контроля радиационной обстановки с помощью сети наблюдательных скважин, расположенных на площадке старых хранилищ и на прилегающей к ней территории, осуществлялся контроль активности подземных грунтовых вод.

Результаты исследований показывают, что содержание радиоактивных аэрозолей определяется составом и удельной активностью отходов, извлекаемых из хранилищ. Чем выше удельная активность извлекаемых отходов и больше площадь вскрываемой поверхности хранилища, тем выше объемная активность аэрозолей, связанная с подъемом пыли в результате проведения работ.

После удаления РАО из хранилищ проводилось радиационное обследование строительных конструкций для оценки остаточного радиоактивного загрязнения и принятия окончательного решения о дальнейшей дезактивации или демонтаже сооружений. Ликвидация строительных конструкций выполнялась строительной техникой и механизмами. В процессе ликвидации осуществлялось детальное радиационное обследование и сортировка по степени радиоактивного загрязнения каждого фрагмента конструкций. На последних стадиях работ удалялся радиоактивно загрязненный грунт из-под днища хранилища, и проводилось окончательное радиационное обследование его котлована.

Результаты радиационного обследования после ликвидации хранилища прилагались к актам комиссионной приемки работ по освобождению хранилищ от отходов.

Радиоактивно загрязненный грунт дезактивировался: его дезактивация являлась одной из наиболее актуальных проблем проекта «Реабилитация» [8, 22]. Сложность решения этой проблемы обусловлена большим объемом загрязненного грунта, представляющего низкоактивные отходы: по оценкам, суммарный объем загрязненного грунта, подлежащего дезактивации, составлял примерно $10\ 500\ \text{м}^3$ (около $16\ 500\ \text{т}$) удельной активностью $10\text{--}200\ \text{кБк/кг}$. Вместо выемки и удаления такого объема грунта он очищался непосредственно на площадке старых хранилищ. Для этого были рассмотрены две возможности: радиометрическая и водно-гравитационная сепарация радиоактивного грунта.

Радиометрическая сепарация предполагает разделение грунта по уровню загрязнения обычно на три фракции: условно-чистую — неперерабатываемую, которая сразу идет на обратную засыпку или в промышленные отходы; перерабатываемую — фракцию, в дальнейшем подвергаемую дезактивации теми или иными способами; условно-грязную — фракцию, сразу отправляемую в РАО, поскольку ее дезактивация по тем или иным причинам нецелесообразна.

Установки радиометрической сепарации включают измерительную систему, исполнительный механизм и системы управления и контроля. Основу радиометрической измерительной системы для установки сухой сепарации радиоактивно загрязненного

грунта составляет система определения удельной активности грунта на транспортере конвейера.

Пороговая удельная активность грунта составляла около 10 кБк/кг (порог между условно-чистым и направляемым на установку водно-гравитационной сепарации грунтом) и порядка 100 кБк/кг (порог между уровнем загрязнения грунта, направляемого в установку водно-гравитационной сепарации или на временное хранение как РАО). Для измерения указанных значений удельной активности и допустимого времени экспозиции используются сцинтилляционные датчики, работающие в счетном режиме и позволяющие определять удельную активность проб с погрешностью 10–12%. В качестве возможного датчика был предложен БДВГ-100.

Для дезактивации перерабатываемой фракции радиоактивного грунта создана опытно-промышленная установка дезактивации [7, 8, 22]. На этой установке реализована водно-гравитационная и механическая сепарация загрязненного грунта: деление его на фракции по крупности и удаление мелкодисперсной фракции, характеризующейся наибольшей удельной активностью. Данная фракция как вторичные отходы упаковывалась в сертифицированные контейнеры и удалялась на длительное хранение на полигон МосНПО «Радон». Очищенные же фракции возвращались на реабилитируемые участки территории и использовались для обратной засыпки котлованов.

Особенности ликвидации объектов, содержащих высокоактивные отходы

Летом 2004 г. началось извлечение отходов из старых хранилищ № 6 и 4, которые, согласно архивным данным, содержали ВАО, омоноличенные бетонным раствором.

Размещение этих хранилищ в непосредственной близости от режимного периметра института и наличие в них ВАО потребовало предварительного всестороннего планирования работ, включая расчетные оценки возможных изменений радиационной обстановки, связанных с вскрытием хранилищ, извлечением и удалением отходов, и рассмотрение целесообразности сооружения дополнительной радиационной защиты вокруг них. Расчетные оценки радиационной обстановки были выполнены для нескольких вариантов сооружения дополнительной защиты с учетом особенностей размещения хранилищ, геометрических размеров вскрываемых емкостей, а также примерных соотношений удельной активности основных дозообразующих радионуклидов ^{60}Co и ^{137}Cs , содержащихся в отходах.

Мощность эквивалентной дозы γ -излучения рассчитывали методом Монте-Карло с учетом многократного рассеяния фотонов в воздухе, веществе радиоактивных отходов и материале конструкции радиационной защиты [23, 24]. Следует отметить, что в расчетах изначально задавали мощность эквивалентной дозы на высоте 1 м от вскрываемой части емкости хранилища, а не поверхностную активность источников γ -излучения. Известно, что при равномерном распределении активности по глубине источника γ -излучения основным дозообразующим слоем, вносящим вклад в мощность эквивалентной дозы, будет слой отходов толщиной в три длины свободного пробега фотонов. С учетом этого плотность активности ^{137}Cs и ^{60}Co в верхнем слое отходов выбиралась в предположении, что на высоте 1 м над вскрытой частью хранилища мощность эквивалентной дозы составляет 0,01 мЗв/ч. В этом случае при неизменной геометрии среды и пространственном распределении источников γ -излучения изменение поверхностной плотности активности в k раз будет приводить к такому же изменению характеристик γ -излучения во всех точках пространства, т. е. мощность эк-

вивалентной дозы как интегральная характеристика излучения также изменится в k раз. Таким образом, задание значения мощности эквивалентной дозы на высоте 1 м от вскрытой емкости хранилища является неявной формой определения поверхностной активности источника, которая априори неизвестна. Если при вскрытии емкости хранилища окажется, что измеренная мощность эквивалентной дозы на высоте 1 м над его поверхностью будет составлять k мЗв/ч, то расчетные значения во всех точках пространства необходимо изменить в k раз.

Анализ показал, что наиболее оптимальной конструкцией радиационной защиты хранилища № 6 является трубный накат, установленный на опору из железобетонных блоков, что обусловлено большими геометрическими размерами этого хранилища. Накат собирается из труб диаметром 320–470 мм с толщиной стенок порядка 10 мм. В случае необходимости дополнительного улучшения радиационной обстановки имеется возможность заполнения труб водой. Однако предварительное частичное вскрытие показало, что в хранилище № 6 содержатся, в основном, не омоноличенные слабоактивные отходы. Поэтому при его ликвидации от сооружения радиационной защиты отказались.

Принципиально другая ситуация сложилась при подготовке к ликвидации хранилища № 4, поскольку радиационная разведка подтвердила архивные данные о наличии в нем высокоактивных отходов. В качестве радиационной защиты была предложена конструкция внешнего перекрытия хранилища, образованная 6-метровыми дорожными плитами толщиной 20 см, установленными на внешние опорные стены, собранные из фундаментных блоков 600×600×2400 мм, укрепленных для обеспечения жесткости металлическими фермами (рис. 7.2.11).

Расчеты показали, что при сооружении подобной радиационной защиты мощность эквивалентной дозы γ -излучения на территории, прилегающей к хранилищу с внешней стороны режимного периметра площадки размещения старых хранилищ, при его вскрытии и извлечении отходов не превысит установленных нормативов. С учетом данных расчетов был уточнен выбор конструкционных материалов, спроектирована и сооружена вокруг емкости хранилища № 4 радиационная защита описанной выше конструкции. Для защиты территории площадки старых хранилищ от γ -излучения, обеспечения доступа робототехнических средств к разрушаемому монолиту массива



Рис. 7.2.11. Внешний вид радиационной защиты на хранилище № 4



Рис. 7.2.12. Момент извлечения пеныла с высокоактивными отходами робототехническим средством «Brokk-110»

отходов, измерения их активности и упаковки извлеченных фрагментов на выходе сооружения радиационной защиты был организован лабиринт.

В дальнейшем все технологические операции по извлечению и обращению с ВАО, включая их сортировку и упаковку в транспортные контейнеры, проводились внутри защиты.

Для упаковки и транспортировки высокоактивных отходов был разработан специальный металлический контейнер с бетонным вкладышем толщиной 250 мм, которая была определена на основе оцененной удельной активности отходов и их изотопного состава. При расчетах толщины учитывались основные γ -излучающие радионуклиды ^{60}Co и ^{137}Cs . Это было подтверждено радиохимическим и спектрометрическим анализом проб отходов, показавшим, что соотношение удельных активностей ^{60}Co и ^{137}Cs варьирует в диапазоне от 1:10 до 1:1,5, а активность других радионуклидов (^{241}Am , ^{154}Eu и ^{152}Eu и др.) меньше в 100–1000 раз.

Высокоактивные отходы или их фрагменты размещались в бетонном вкладыше, засыпались низко- или среднеактивными отходами, накрывались бетонной крышкой толщиной 250 мм, и контейнеры поступали на специальную площадку, где сверху крышки заливались жидким бетоном для полной герметизации.

При извлечении отходов из секций хранилища № 4 вскрывали одну или две плиты верхнего перекрытия радиационной защиты. Там внутри были установлены цветные видеокамеры наблюдения, сигнал от которых выводился на мониторы в кабинах экскаваторов. С помощью экскаватора, оснащенного гидромолотом, установленным сверху перекрытия радиационной защиты, разрушалась бетонная матрица. Фрагменты разрушенного массива отходов, содержащих низко- и среднеактивные отходы и бетонный скол, извлекали экскаватором, оснащенный грейфером, и помещали в металлические или железобетонные контейнеры. Тип контейнера выбирали по результатам измерений активности коллимированным пороговым детектором, установленным на верхнем срезе сооружения радиационной защиты.

Перед удалением загруженных отходами контейнеров с площадки старых хранилищ вновь контролировали мощность эквивалентной дозы γ -излучения вблизи контейнеров, которая, согласно нормативным требованиям, на поверхности контейнеров не должна превышать 2 мЗв/ч, а на расстоянии 1 м от контейнера – 0,1 мЗв/ч.

Дистанционные средства диагностики радиационной обстановки при проведении реабилитационных работ

Специфика реабилитационных работ потребовала применения новых приборов и информационно-измерительных систем для выявления и локализации высокоактивных источников γ -излучения, определения их спектральных характеристик и на их основе – нуклидного состава РАО. В этих целях были разработаны новые модификации гамма-визора и гамма-локатора, позволившие дистанционно выявлять, локализовать и контролировать различные радиационно опасные объекты в виде ВАО или их фрагментов, отдельных точек или пространственных зон радиоактивного загрязнения [25–34].

Особенно эффективным оказалось применение гамма-визора при выявлении интенсивных источников фотонного ионизирующего излучения в бетонной матрице при ликвидации хранилища высокоактивных отходов № 4. Пеналы с ВАО или их фрагменты в разрушенном бетонном массиве хранилища выявлялись с помощью гамма-визора [33–34], сигнал которого выводился на монитор оператора. В случае их обна-

ружения верхнее перекрытие радиационной защиты полностью восстанавливалось, и работы проводили с помощью робототехнических средств, т. е. без присутствия персонала в рабочих зонах с высокими радиационными полями. Робототехнические средства, управляемые дистанционно с помощью видеокамеры и гамма-визора, разрушали остатки бетонной матрицы отходов, захватывали выявленные пеналы с высокоактивными отходами или их фрагменты и удаляли на специальный участок сортировки, организованный внутри радиационной защиты. Робототехнические средства на высокоактивные источники наводились по экрану монитора гамма-визора (рис. 7.2.12, 7.2.13).

Радиационную обстановку на площадке размещения старых хранилищ контролировали с помощью гамма-локатора, установленного на крыше находящегося рядом здания 351.

Во время ликвидации хранилища № 4 на крыше здания 351 был установлен второй гамма-локатор для сканирования и контроля непосредственно зоны работ на этом хранилище (рис. 7.2.14). С помощью локатора непрерывно велся контроль радиационной обстановки в зоне проведения работ на хранилище и проводились спектральные измерения потока фотонов из вскрытого проема верхнего перекрытия защитного сооружения и вокруг хранилища. Результаты измерений с помощью специальных программ обрабатывались на управляющем персональном компьютере, после чего по Интернет-линии в виде видеоизображения сканируемой области, характеристик спектра γ -излучения и измеренной мощности дозы передавались на экраны мониторов персонала, производившего работы (рис. 7.2.15).

В случае превышения контрольных уровней мощности дозы на мониторе появлялись сигналы предупреждения, что позволяло оперативно реагировать на изменение радиационной обстановки, своевременно корректировать ведение работ, в том числе обращение с извлекаемыми отходами с учетом их спектральных характеристик и нуклидного состава.

С помощью гамма-локатора регулярно сканировалась область проведения реабилитационных работ [23]. Всего было выполнено более 30 серий сканирования по разным траекториям. Первичные данные измерений – видеоизображение, спектры и вычисляемые дифференциальные составляющие мощности дозы γ -излучения в теле-

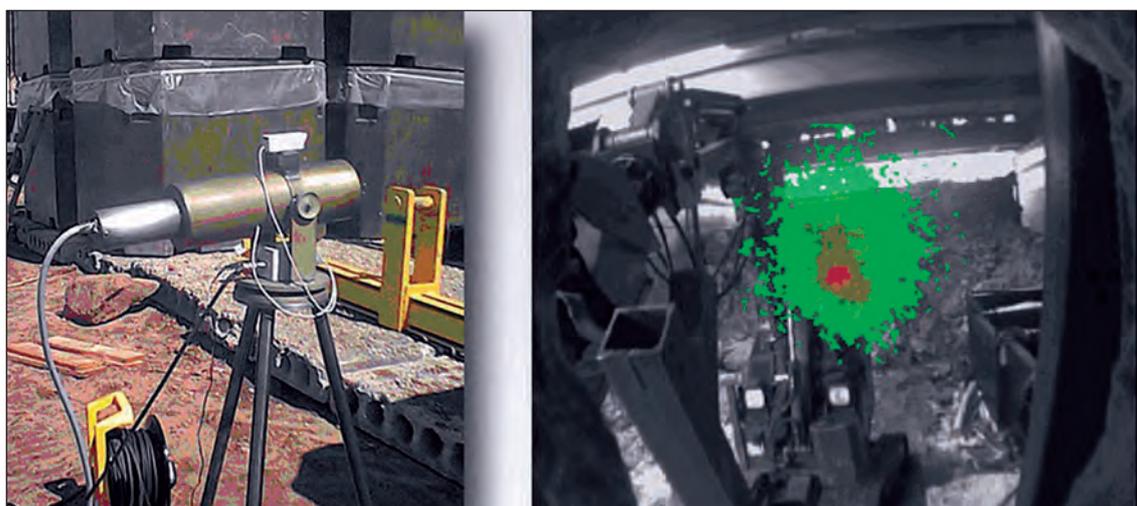


Рис. 7.2.13. Изображение гамма-визора в момент удаления робототехническим средством высокоактивного источника γ -излучения

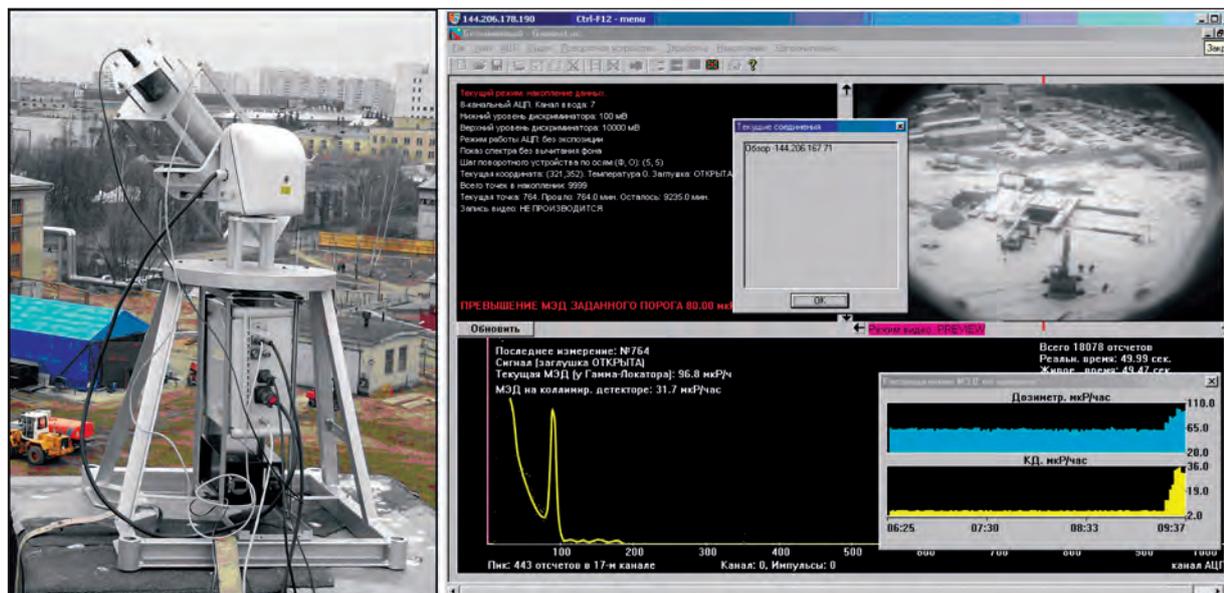
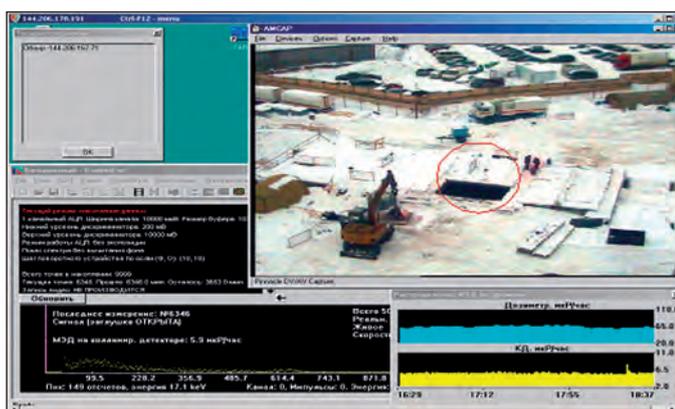


Рис. 7.2.14. Изображение на экране гамма-локатора в момент производства работ в хранилище № 4 при сооруженной теневой радиационной защите

Рис. 7.2.15. Изображение на экране монитора персонального компьютера при ликвидации хранилища № 4 с результатами измерений, полученных с помощью гамма-локатора



сном угле коллиматора гамма-локатора – представлялись в виде серии изображений, одно из которых показано на рис. 7.2.16.

По распределению эффективных источников были рассчитаны картограммы мощности эквивалентной дозы γ -излучения, определен вклад в мощность дозы основных источников в разных зонах территории площадки хранения отходов в различных по высоте точках. В окончательном виде результаты измерений представлены набором карт мощности эквивалентной дозы γ -излучения для разных плоскостей по высоте над исследуемой территорией (рис. 7.2.17).

Определение МЭД на разной высоте методами традиционной дозиметрии требует значительных трудовых и дозовых затрат. Разработанный метод позволяет выполнить эти работы в автоматическом режиме и без присутствия персонала в зонах с высокой мощностью эквивалентной дозы. Достоверность и точность выбранного подхода была проверена путем сравнения данных расчета и показаний дозиметров ДРГ-01Т. Результаты расчетов и измерений совпадают в пределах 20–30%, что соответствует погрешности измерений ДРГ-01Т.



Рис. 7.2.16. Представление первичных данных измерений гамма локатора

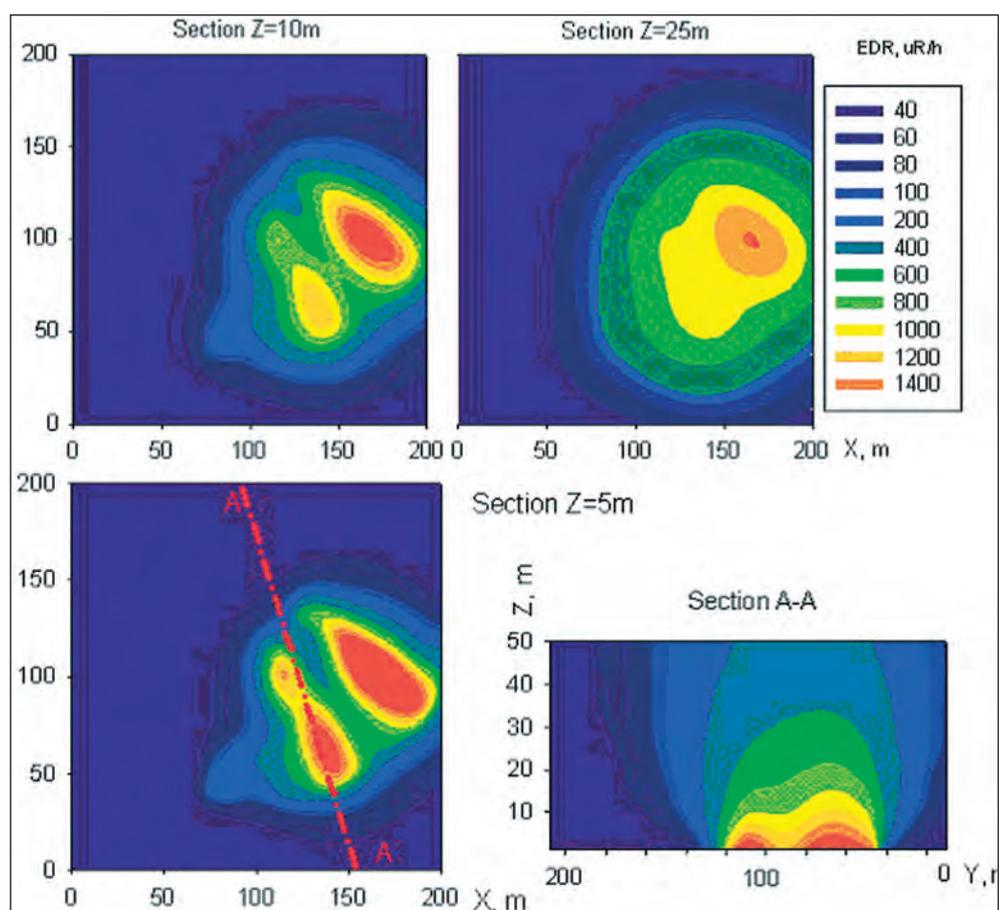


Рис. 7.2.17. Трехмерное распределение мощности эквивалентной дозы на площадке захоронения отходов (вертикальное сечение А-А проходит через точку установки гамма-локатора и два источника)

Итоги выполненных работ и оценка затрат

В ходе выполненных на территории РНЦ «Курчатовский институт» в 2002–2006 гг. реабилитационных работ были ликвидированы 10 старых хранилищ отходов, расположенных на спецплощадке, очищены от РАО и реабилитированы приобъектовые хранилища исследовательского реактора Ф-1, комплексов «Р» и «Газовый завод». В процессе этих работ были извлечены, отсортированы и упакованы в сертифицированные контейнеры твердые отходы общим объемом более 4200 м³ и суммарной активностью свыше $2,5 \cdot 10^{13}$ Бк. Специалисты прошли путь от разработки организационно-технической и проектной документации до ликвидации хранилищ.

В 2004–2006 гг. было выполнено 5 спецрейсов по вывозу ОЯТ исследовательских реакторов на ПО «Маяк», с территории Курчатовского института было удалено 232 ОТВС, причем последний рейс осуществлялся контейнерами типа ТУК-128.

Сметная стоимость проекта «Реабилитация» составила 1300 млн руб. Стоимость реабилитационных работ, выполненных в 2002–2006 гг., приблизилась к 1200 млн руб., из них около 300 млн руб. было потрачено на удаление ОЯТ с территории центра, что не входило в проект.

В настоящее время работы продолжают в рамках проекта, который входит в ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

Таким образом, реализация работ по проекту позволила приобрести необходимый опыт и разработать технологии обращения с РАО и ОЯТ, что крайне важно в свете начала работ по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов РНЦ «Курчатовский институт».

7.2.2. Комплексный план решения экологических проблем ПО «Маяк»

В отличие от планов реабилитации территории РНЦ «Курчатовский институт» Комплексный план по ФГУП «ПО «Маяк» преследовал не только задачу ликвидации радиационно опасных объектов и очистки территории, но и дальнейшего развития предприятия.

Целями Комплексного плана являлись:

1. Прекращение сбросов радиоактивных отходов в промышленные водоемы;
2. Предотвращение и минимизация последствий чрезвычайных ситуаций (техногенного и природного характера) с накопленными РАО;
3. Вывод из эксплуатации и консервация водоемов-хранилищ В-9 и В-17, а также реализация комплекса мероприятий, существенно повышающих экологическую безопасность Теченского каскада водоемов.

На этапе развертывания работ (2003–2004 гг.) предусматривалось проведение наработки проектной и эксплуатационной документации, обеспечение подготовки производств к реконструкции и модернизации, решение вопросов по статусу промводоемов. Одновременно предусматривалось проведение приоритетных практических мероприятий, имеющих обоснованные проектные решения, в том числе мероприятия по сокращению сбросов за счет оптимизации водопользования и неотложные мероприятия по обеспечению безопасности гидротехнических сооружений ТКВ.

В период 2005–2008 гг. планировалось создать и ввести в опытную эксплуатацию новые технологические схемы и объекты по обращению с РАО. Параллельно должны были создаваться новые мощности для организованного хранения РАО, установки по отверждению РАО химико-металлургического производства и завершить-

ся модернизация ряда переделов РТ-1. В 2008 г. планировалось прекратить сброс ЖРО в промводоемы, а водоемы В-9 (оз. Карачай) и В-17 (Старое Болото) вывести из эксплуатации. Параллельно на объектах ТКВ намечалось завершить работы по повышению устойчивости гидротехнических сооружений и провести работы по стабилизации уровня воды в ТКВ и переводу сбросов очищенных вод в Левобережный обводной канал.

В 2009–2010 гг. должно произойти промышленное освоение новых технологических схем и объектов по обращению с образующимися ЖРО и ТРО, с накопленными высокоактивными растворами и суспензиями, а также завершиться модернизация РТ-1. Параллельно планировалось завершить создание системы общесплавной канализации, что позволило бы стабилизировать уровень вод в водоемах.

Мероприятия по оптимизации обращения с РАО

Модернизация технологических схем переработки средне- и высокоактивных растворов на заводе РТ-1

Проработки показывали, что после создания принципиально новых элементов системы обращения с РАО, включая комплекс цементирование и остекловывания, возможна оптимизация радиоактивных отходов, при которой ежегодное образование САО и ВАО не будет превышать:

- 7–7,5 т высокоактивного боросиликатного стекла и 0,5 т керамики (подлежат в последующем захоронению в геологические среды);
- не более 600 т фосфатного стекла и 1000 т цементного компаунда (могут быть захоронены в приповерхностные могильники).

Именно на этот вариант ориентировались технические мероприятия Комплексного плана. Они предполагали к 2008 г. создание малогабаритной дистанционно удаляемой электропечи ЭП-200 и двухстадийной установки на основе индукционного плавителя с холодным тиглем для переработки фракций ВАО, в том числе накопленных отходов.

Планировалось, что результаты эксплуатации печи ЭП-200 позволят рассмотреть возможность ее использования вместо печей типа ЭП-500, к недостаткам которых следует отнести ограниченность номенклатуры перерабатываемых отходов, значительный объем общих затрат, связанных с консервацией печей «по месту» и необходимостью их долговременного мониторинга.

Непрерывность технологического процесса переработки ВАО и САО должна обеспечиваться своевременным вводом в эксплуатацию новых электропечей ЭП-500, проектный ресурс которых составляет три года. В соответствии с планом четвертая электропечь должна была вестись в эксплуатацию к 2005 г., а пятая и шестая – к 2008 и 2011 гг. соответственно.

Снижение сбросов среднеактивных отходов в водоем В-9 на первом этапе (до 2007 г.) должно было осуществляться за счет совместной переработки САО, содержащих нитрат натрия, с ВАО методом остекловывания. Полного прекращения сбросов среднеактивных отходов в водоемы В-9 и В-17 планировалось достичь в 2008 г. после ввода в эксплуатацию первой очереди комплекса цементирование и установки ЭП-200.

Наличие печей ЭП-500, ЭП-200, ИПХТ и установки цементирование должно было обеспечить необходимую гибкость организации процесса кондиционирования накопленных и образующихся ЖРО в зависимости от номенклатуры и объемов переработки ОЯТ.

Модернизация производства радиохимического завода (РТ-1)

Предусмотренные Комплексным планом мероприятия по модернизации производства включали:

- создание узла приема на переработку ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 (LWR);
- модернизацию узла начальной стадии переработки;
- модернизацию экстракционного передела под переработку ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 (LWR);
- возобновление строительства бассейна хранилища здания 801А для приема и хранения ОТВС транспортных реакторов и реакторов ВВЭР-1000 (LWR);
- создание установки выделения трития в начальных стадиях переработки ОЯТ.

Предварительные проработки показывали, что при модернизации экстракционного передела могут быть реализованы технологии, существенно снижающие объемы образования РАО.

Модернизация технологических схем переработки среднеактивных растворов химико-металлургического производства

Модернизация предполагает:

- перевод активности, сбрасываемой в водоемы В-9 и В-17, в твердую инертную форму с последующей постановкой на длительное хранение;
- доочистку фильтратов, сбрасываемых в водоем В-6, до величины менее 10 УВ (уровень вмешательства) для загрязняющих радионуклидов;
- выделение и хранение америция-241 с перспективой его дальнейшего коммерческого использования.

Создание производства по утилизации жидких НАО в целях прекращения сбросов в ТКВ

Ключевой проблемой утилизации жидких НАО является переработка растворов спецканализации в целях прекращения сбросов в ТКВ.

В перспективной технологической схеме были заложены технические решения по уменьшению солевой составляющей в отходах. Для этого предусматривалось использование мембранных процессов – ультрафильтрации и обратного осмоса, что позволяло снизить солевую нагрузку на ионообменные смолы, увеличить длительность фильтроцикла и уменьшить объем регенерационных растворов.

Решение проблемы радиоактивных отходов, накопленных на ПО «Маяк»

Решение проблемы предусматривало два направления деятельности:

1. Переработку значительного количества жидких ВАО, которые в настоящее время представляют собой азотнокислые засоленные растворы и суспензии сложного состава;
2. Совершенствование обращения с накопленными и образующимися ТРО.

Обеспечение безопасной эксплуатации промышленных водоемов

Мониторинг состояния водоемов и прилегающих территорий

Для безопасности эксплуатации водоемов ТКВ В-2 и В-6 и вывода из эксплуатации и ликвидации водоемов В-9 и В-17 необходимо совершенствование системы мониторинга состояния поверхностных и подземных вод, а также постановка сопровождающего комплекса научно-исследовательских и научно-практических работ, что было предусмотрено мероприятиями Комплексного плана.

Водоем Карачай (В-9)

Вывод из эксплуатации В-9 предполагает полный отказ от его использования в 2008 г. в качестве приемника ЖРО. Главный принцип консервации В-9 – захоронение на месте с изоляцией активности, аккумулированной в илах и грунтах ложа.

Основное направление работ по реализации плана вывода – закрытие оставшейся части акватории водоема скальным грунтом и бетонными блоками. В случае сохранения максимально неблагоприятной метеорологической обстановки (преобладание осадков над испарением, повышение уровней подземных и поверхностных вод и высокие объемы разгрузки в водоем питающих фильтрационных потоков) первоочередные технические решения должны быть направлены на стабилизацию и снижение уровня воды в В-9:

- гидроизоляцию закрытой части акватории;
- сооружение водоотводного нагорного канала, перехватывающего фильтрационное питание водоема и северной водоотводной канавы;
- снижение инфильтрационного питания подземных вод на прилегающих к водоему участках за счет планировки рельефа, засыпки заболочиваемых участков суглинистым грунтом и планировки засыпки;
- сооружение верхнего гидроизоляционного слоя;
- применение пустотелых бетонных блоков ПБ-1 при закрытии участков дна с минимальной мощностью суглинков для сохранения фильтрующих свойств ложа водоема.

Для обеспечения работ на водоеме В-9, а в последующем и на В-17, предусмотрено развитие инфраструктуры – создание участка по дезактивации и ремонту специальной техники.

Для предотвращения возможных аварийных выходов загрязненной от В-9 воды на поверхность массива засыпки и прибрежные участки необходимо выполнить ряд мероприятий:

1. Сооружение массива засыпки до абсолютной отметки 254,5 м для удаления поверхности массива от уреза воды;
2. Сооружение верхних слоев из условно чистых грунтов (капилляропрерывающего слоя щебня и верхнего гидроизолирующего суглинистого слоя) и посадка растительности (после полного закрытия акватории);
3. Сооружение полосы гидроизолирующего экрана из местных суглинков по исходному контуру акватории (по состоянию на 1973 г.);
4. Выполнение засыпки заболоченных участков в пределах 200–300 м полосы удаления от исходного контура акватории 1973 г.;
5. Отсечение и заглушение старой сбросной линии.

После перевода В-9 в могильник приповерхностного типа эксплуатация должна сопровождаться мониторингом состояния окружающей среды.

Водоем «Старое Болото» (В-17)

Работы по ликвидации В-17 и созданию могильника ТРО планировалось проводить одновременно с сокращением сбросов радиоактивных отходов радиохимического производства на основе технических решений, отработанных на водоеме В-9, с использованием имеющейся специальной техники и объектов инфраструктуры.

План работ по водоему 17 предполагал завершение подготовительных работ к 2008 г. Закрытие водоема планировалось на 2015 г. При необходимости по ходу реализации мероприятий сроки завершения работ по засыпке акватории и обустройству могильника могут быть сокращены.

Теченский каскад водоемов

Первоочередной задачей определялось предотвращение повышения уровня воды в водоемах ТКВ вне зависимости от метеоусловий. Для снижения поступления вод в ТКВ необходимо было осуществить следующие мероприятия:

- Строительство очистных сооружений сточных и хозяйственных вод промплощадки, что позволит полностью исключить сброс бытовых и близких к ним по качеству стоков в систему ТКВ и направление потока в открытую гидрографическую сеть через левобережный обводной канал (ожидаемое снижение объемов сброса сточных и дождевых вод в В-2 и В-3 – на 5,5 млн м³/год);
- Обеспечение эксплуатации водозабора «Северный», перехватывающего грунтовый поток, разгружающегося в В-11 с севера (ожидаемое снижение приходной составляющей водного баланса ТКВ – на 1–1,5 млн м³/год);
- Восстановление и содержание в проектном режиме пропускной способности Правобережного обводного канала.

Для снижения фильтрационного поступления радиоактивных веществ из ТКВ в р. Теча необходимо:

- ввести в действие и поддерживать в работоспособном состоянии водонасосную станцию для сбора и перекачки обратно в В-11 фильтрующихся вод;
- реконструировать приканальные дамбы.

Для предотвращения чрезвычайных событий с разрушением или прорывом замыкающей плотины ТКВ, а также для обеспечения возможности эксплуатации водоемов на повышенных отметках необходимо проведение мероприятий по повышению устойчивости сооружений ТКВ, в том числе приведение плотины П-11 к I классу капитальности.

В целях предотвращения катастрофических последствий в условиях возможной повышенной водности признавалось необходимым разработать и утвердить регламенты действий по противоаварийному предупредительному сбросу в р. Теча избыточных вод ТКВ и предусмотреть разработку вариантов дополнительных мероприятий по стабилизации уровня воды (сброс очищенных вод).

Водоемы оборотного водоснабжения (оз. Татыш и оз. Кызылташ)

Концепция долговременной эксплуатации В-2 и В-6 включала в себя:

- стабилизацию уровня воды в водоемах на регламентных отметках;
- полное прекращение сбросов радиоактивных отходов в водоемы при сохранении сброса оборотных вод;
- мероприятия по улучшению водно-солевого режима водоемов;
- защиту водоемов от несанкционированного доступа, физическую защиту гидротехнических сооружений, экологический мониторинг.

Основные характеристики мероприятий Комплексного плана

Комплексным планом намечена совокупность мероприятий, которую предполагается выполнить в период с 2003 по 2030 г. Общий объем финансирования работ по Комплексному плану оценивается в 9796,09 млн руб., в том числе на 2003–2010 гг. – 8472,29 млн руб. (табл. 7.2.2.1).

Только на 2004 г. для выполнения первоочередных мероприятий по этим направлениям необходимо было финансирование в объеме не менее 480 млн руб.

**Запланированные денежные средства для выполнения мероприятий
Комплексного плана, млн руб. (без учета части работ)**

Мероприятия	Объем средств	Годы начала и окончания	
1. Обращение с радиоактивными отходами	6966,2	2003	2010
2. Обеспечение безопасной эксплуатации, вывод из эксплуатации и ликвидация водоемов	2079,8	2003	2030
3. Реабилитационные мероприятия	473,3	2001	2010
4. Сокращение сбросов в промышленные водоемы за счет организационно-технических мероприятий и оптимизации водопользования	56,79	2003	2007
5. Управление реализацией Комплексного плана	220,0	2003	2010
Всего	9796,09	2003	2010

Для осуществления текущего управления Комплексным планом была создана дирекция Комплексного плана под руководством первого заместителя главы Минатома России.

В соответствии с действовавшими в то время Основами экологической политики Минатома России предусматривалось максимально широкое освещение работ по реализации Комплексного плана, включая информирование заинтересованных органов исполнительной и законодательной властей и общественности. Рассмотрение экологических проблем ПО «Маяк» было предусмотрено планом работы Общественного экологического совета при министре Российской Федерации по атомной энергии.

Начало реализации Комплексного плана

На 2003 и 2004 гг. Комплексным планом были определены приоритетные первоочередные работы с объемом финансирования 158,8 и 480,3 млн руб. соответственно.

Сразу после утверждения Комплексного плана были осуществлены необходимые организационные и практические мероприятия по его реализации, начато финансирование приоритетных мероприятий и организована дирекция Комплексного плана.

20–21 октября 2003 г. в Озерске и 25 декабря в Минатоме России состоялись расширенные заседания дирекции Комплексного плана, на которых были детально рассмотрены работы по реализации мероприятий плана. В целом в 2003 г. удалось обеспечить финансирование мероприятий Комплексного плана, превышавшее запланированные объемы.

В частности, были выполнены все запланированные научно-исследовательские и проектно-конструкторские работы по совершенствованию технологий обращения с РАО.

Для обеспечения безопасной эксплуатации промышленных водоемов и гидротехнических сооружений были выполнены работы по достижению запланированного снижения сбросов жидких радиоактивных отходов, выполнению проектно-исследовательских работ по выводу из эксплуатации и консервации промышленных водоемов, а также реализован ряд практических мероприятий.

Обеспечение безопасной эксплуатации ТКВ

В целях снижения приходной части водного баланса ТКВ, стабилизации уровня воды выполнены следующие работы:

- Для обеспечения пропускной способности Правобережного канала, предназначенного для отвода вод от ТКВ, извлечено 17 тыс. т золы, поступившей в него из золоотвалов Аргаяшской ТЭЦ;
- В результате эксплуатации водозабора «Северный» перехвачено и отведено от ТКВ 1,5 млн м³ грунтовых вод;
- В рамках обеспечения устойчивости плотины П-11 проведены работы по отсыпке и укреплению ее нижнего бьефа. Отсыпан грунт в объеме 1300 м³.

Консервация водоемов В-9 и В-17

На водоеме В-9 продолжены работы по выполнению второй очереди ликвидации:

- Закончено сооружение водоотводного нагорного канала, предназначенного для отвода поверхностных и грунтовых вод от водоема «Карачай». Извлечено 12 тыс. м³ грунта, закончено строительство северной насосной станции;
- Выполнено 100% подготовительных работ на строительстве пункта дезактивации и ремонта спецтехники, задействованной на проведении реабилитационных мероприятий;
- Пробурено под взрыв в карьере 7000 м скважин, разработано и засыпано на акватории 48 тыс. м³ скального грунта, отсыпана дамба длиной 650 м;
- Подготовлено задание на проектирование по консервации В-17.

В 2004 г. ситуация с реализацией Комплексного плана существенно изменилась. В значительной мере это было связано с объективными обстоятельствами.

Источниками финансирования мероприятий Комплексного плана являлись:

- собственные средства предприятия;
- средства специальных экологических программ, реализуемых за счет операций по обращению с ОЯТ зарубежных АЭС;
- средства федеральных целевых программ (по предусмотренным программами мероприятиям);
- средства Централизованного бюджетного фонда Минатома России;
- иные средства, привлеченные в рамках, предусмотренных законодательством Российской Федерации.

К сожалению, большинство из планировавшихся к применению источников финансирования оказались недоступными. В рамках специальных экологических программ в 2004–2008 гг. удалось реализовать лишь небольшие проекты, связанные с ввозом топлива исследовательских реакторов на ПО «Маяк» из Узбекистана, Чехии и Латвии.

Централизованный бюджетный фонд Минатома России прекратил существование.

В 2004 г. в соответствии с требованиями административной реформы предпринимались попытки создания на базе Комплексного плана ведомственной целевой программы, финансируемой из средств Федерального бюджета. Однако этого не произошло. Тем не менее, отдельные мероприятия Комплексного плана все же реализовывались. В 2006 г. проектные наработки стали основой для включения мероприятий в Федеральную целевую программу «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

7.3. Разработка программы на 2007 и последующие годы

Планом мероприятий, связанных с выполнением первого этапа реализации «Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2010 года и дальнейшую перспективу» (утвержден Распоряжением Правительства Российской Федерации от 3 февраля 2005 г. № 117-р), была предусмотрена разработка концепции ФЦП «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2007–2010 годы.

Росатом в соответствии с поручением правительства организовал работу по подготовке концепции ФЦП, в том числе в рамках созданной межведомственной рабочей группы, в состав которой были включены представители Минэкономразвития России, МЧС России, Минпромэнерго России, Роспрома, Росморречфлота, Росстроя, ФМБА России, Роспотребнадзора, Ростехнадзора, Росгидромета и РАН. Эта программа, как и предшествующая, разрабатывалась в режиме незыблемости существовавших бюджетных ограничений.

Первая редакция концепции ФЦП на 2007–2010 гг. была рассмотрена на коллегии Росатома 11 ноября 2005 г., а также на совещании в Росатоме 23 ноября 2005 г. совместно с концепцией ФЦП «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года». На указанных совещаниях было принято решение об отказе от инерционного варианта формирования ФЦП «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2007–2010 годы.

Конец 2005 г. ознаменовался принципиальным изменением государственной политики в ядерной сфере. Был взят курс на ускоренное развитие атомной энергетики, переход к новой концепции финансирования работ в сфере ядерной и радиационной безопасности. На смену представлениям о ФЦП как об инструменте решения исключительно неотложных задач обеспечения ядерной и радиационной безопасности с ограниченными предельными объемами финансирования за счет средств федерального бюджета пришло понимание того, что на базе новой ФЦП необходимо проводить комплекс мероприятий для решения накопленных проблем и создания системы обращения с ОЯТ и РАО, а также синхронизацию работ с мероприятиями ФЦП по развитию атомного энергопромышленного комплекса России.

С учетом изменения стратегической цели ФЦП и сделанных предложений и замечаний федеральных органов исполнительной власти была подготовлена вторая редакция концепции, которая была направлена на согласование в Минэкономразвития России и другие федеральные органы исполнительной власти и РАН. В этой редакции проблема обеспечения ядерной и радиационной безопасности рассматривалась на вариантной основе с объемами финансирования из средств федерального бюджета от 2,2 до 32,7 млрд руб.

Положения концепции легли в основу направленных в Минэкономразвития России предложений по формированию расходов инвестиционного характера на 2007 г. и на период до 2009 г. в рамках реализации ФЦП.

В январе-феврале 2006 г. проходило согласование перечня программных мероприятий и объемов финансирования с заинтересованными федеральными органами исполнительной власти. Одновременно структура и состав мероприятий в области ядерной и радиационной безопасности согласовывались с предприятиями и специалистами отрасли, в том числе в рамках интенсивно-проблемного семинара «Разработка контуров программы обеспечения ядерной и радиационной безопасности функциони-

рования и развития ядерных технологий», проведенного 8–11 февраля 2006 г. в лечебно-оздоровительном комплексе «Колонтаево».

Необходимо пояснить, что представляли собой организационно-деятельностные семинары в отрасли в начале 2006 г. Это сбор в одном месте ста и более ведущих специалистов Росатома и смежных отраслей. Участники семинара разбивались на рабочие группы, которые проводили ежедневные многочасовые заседания. Затем устраивались перекрестные доклады рабочих групп до конца рабочего дня, а по вечерам – пленарные заседания, которые продолжались до глубокой ночи. И при этом обязательно в их работе принимали участие руководители Росатома.

В ходе интенсивного обсуждения проблемы безопасного обращения с ОЯТ и РАО – наиболее значимого аспекта ядерной и радиационной безопасности и развития ядерных технологий – приняли участие 130 ведущих специалистов Росатома, РАН, РАМН, а также специалисты других ведомств (Росморречфлот, Росстрой, ФМБА, Ростехнадзор). Семинар наглядно выявил:

- Достаточно близкое видение широкого круга задач и проблем, которые требовалось решить в данной области. Среди них – необходимость скорейшего развертывания работ по преодолению последствий прошлой деятельности и практической реализации ответственности государства в сфере ОЯТ и РАО; этапность в решении задач ядерной и радиационной безопасности на длительную перспективу и содержание работ на этих этапах; приоритетность решения задач гармонизации нормативно-правовой базы и создания эффективных систем обращения с ОЯТ и РАО. Практически единодушным было понимание того, что запаздывание с развертыванием работ по решению накопившихся проблем неизбежно приведет к «обвальному» росту затрат будущих периодов.

- Проблемные вопросы, по которым среди специалистов до последнего времени не наблюдалось единства взглядов. Среди них наиболее принципиальным стал вопрос о путях и масштабах работ по совершенствованию нормативно-правовой базы в этой области. Предложения рабочих групп по возможным головным исполнителям для решения приоритетных задач также были не вполне сбалансированными, что связано с отличиями в прошлом и настоящем потенциале научных центров.

- Общее соответствие целей, задач, предполагаемых направлений деятельности и состава работ разрабатываемой ФЦП «Ядерная и радиационная безопасность России» на период 2007–2010 гг. стратегическим целям развития атомного энергетического комплекса Российской Федерации. При этом был выявлен ряд задач, которые в явном виде не были зафиксированы в концепции программы. Наиболее значимая среди них – необходимость проведения фундаментальных и поисковых исследований по задачам, не имеющим в настоящее время технологических решений.

- Наличие сложных проблем в установлении соответствия характера работ по обеспечению ядерной и радиационной безопасности особенностям ведения бюджетного процесса в Российской Федерации. Среди них следует выделить:

- невозможность отнесения капитальных (по характеру и внешним признакам) работ по выводу из эксплуатации и консервации объектов к статье «Капитальные вложения»;

- отнесение масштабных работ по выводу из эксплуатации и консервации к статье «Прочие расходы» приводит к беспрецедентному характеру структуры расходов;

- необходимость поддержания эксплуатации систем обеспечения безопасности по статье «Прочие расходы»;

- резкое увеличение объемов финансирования в сравнении с действовавшей ФЦП;

— противоречие между ориентацией ФЦП «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2007–2010 годы на энергичное развертывание работ и существующими установками бюджетного процесса, предусматривающими использование индексов-дефляторов.

По итогам семинара были определены:

1. Стратегическое направление работ по совершенствованию нормативно-правовой базы — разработка системы общих и специальных технических регламентов с необходимыми и обоснованными изъятиями;

2. Перечень и сроки создания рабочих групп по проблеме ядерной и радиационной безопасности;

3. Срок внесения необходимых дополнений и корректировок в документы по разработке ФЦП «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2007–2010 гг. — 20 февраля 2006 г.

В марте 2006 г. доработанный проект концепции ФЦП на 2007–2010 гг. с проектом распоряжения правительства Российской Федерации об ее утверждении и пояснительной запиской был направлен на согласование заинтересованным федеральным органам исполнительной власти и РАН. Объемы финансирования ФЦП из средств федерального бюджета по трем вариантам составляли 16,1; 23,0 и 32,7 млрд руб. В данной редакции были учтены все замечания и предложения федеральных органов исполнительной власти по первой и второй редакциям концепции, а также предложения, высказанные участниками упомянутого совещания в Колонтаево. В обосновывающих материалах указывалось, что при реализации различных вариантов ФЦП неизбежные расходы федерального бюджета в 2011–2015 гг. прогнозируются в размере 140–230, 100–150 и 40–60 млрд руб. для вариантов 1, 2 и 3 соответственно.

14 марта 2006 г. вопросы ядерной и радиационной безопасности и развития атомного энергопромышленного комплекса России были рассмотрены президентом Российской Федерации. В результате коренным образом изменился подход к планированию государственных расходов и деятельности по обеспечению ядерной и радиационной безопасности. В соответствии с перечнем поручений президента Российской Федерации от 16 марта 2006 г. и поручением правительства Российской Федерации от 23 марта 2006 г. была начата разработка проекта концепции ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (далее — Программа), а также формирование Перечня мероприятий по обеспечению ядерной, радиационной и экологической безопасности на 2007 г. для включения соответствующих расходов в проект Федерального бюджета на 2007 г.

В период с апреля по октябрь 2006 г. проводилась работа по уточнению прогнозных данных о необходимых объемах бюджетного финансирования Перечня мероприятий по обеспечению ядерной и радиационной безопасности на 2007 г. и для реализации программных мероприятий на 2008–2009 гг.

К лету 2006 г. с использованием прогнозных данных на 2008–2009 гг. и материалов проекта концепции ФЦП на 2007–2010 гг. был подготовлен проект концепции Программы. В нем рассматривались три варианта реализации ФЦП, соответствующие стратегии отложенных решений, стратегии обеспечения развития и стратегии интенсивного решения накопленных проблем, с объемами финансирования программных мероприятий из средств федерального бюджета в размере 31,4; 95,3 и 131,1 млрд руб. соответственно.

С учетом предложений и замечаний федеральных органов исполнительной власти по проекту концепции Программы и предложений, высказанных на проведенных в

сентябре-октябре 2006 г. в Росатоме и ИБРАЭ РАН совещаниях, была подготовлена и направлена на согласование с заинтересованными федеральными органами исполнительной власти (МЧС России, Минздравсоцразвития России, ФМБА России, Минпромэнерго России, Роспром, Минтранс России, Росморречфлот, Минрегион России, Росстрой, Ростехнадзор, Росгидромет, Рособрнауки, Рособразование) и РАН новая редакция проекта концепции.

В ходе подготовки концепции были разработаны новые, в основном натуральные, целевые индикаторы и показатели реализации Программы и методика их расчета.

Характерной особенностью порядка подготовки федеральных целевых программ является то, что концепции программ рассматриваются ключевыми финансово-экономическими ведомствами только в совокупности с перечнем мероприятий.

По предложениям Росатома, Росстроя, Роспрома, Росморречфлота, Роснауки, Рособразования, МЧС России, ФМБА России, Росгидромета, Ростехнадзора, РАН, РАМН, РАСХН и администраций субъектов Российской Федерации в июле 2006 г. был подготовлен предварительный перечень мероприятий Программы с указанием источников и объемов финансирования, разбивкой по годам и направлениям расходов (государственные капитальные вложения, НИОКР, прочие расходы).

В августе-ноябре 2006 г. проводилась работа по уточнению перечня программных мероприятий. В этот период были проведены совещания с представителями федеральных органов исполнительной власти, предприятий и организаций по обоснованию включения мероприятий в проект Программы.

На основании представленных обосновывающих документов проводилась корректировка перечня программных мероприятий.

Перечень программных мероприятий включал пять направлений деятельности по обеспечению ядерной и радиационной безопасности, которые будут раскрыты далее.

В соответствии с требованиями к разработке федеральных целевых программ рассматривались альтернативные варианты. В самом общем виде уровень рисков в зависимости от выбранного варианта иллюстрирует рис. 7.3.1.

В начале апреля 2007 г. вопрос об обеспечении ядерной и радиационной безопасности был рассмотрен на заседании правительства Российской Федерации. В апреле 2007 г. утверждена концепция Программы [35], а в июне 2007 г. – сама Программа.

7.4. Концепция Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года»

При утверждении концепции Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» были определены:

- государственный заказчик – координатор ФЦП – Росатом;
- государственные заказчики Программы – МЧС России, Росгидромет, Ростехнадзор, Росатом, Росстрой, ФМБА России, Росморречфлот, Роспром, Роснаука и Рособразование;

– предельный (прогнозный) объем финансирования Программы за счет средств федерального бюджета составляет 131,82 млрд руб. (в ценах соответствующих лет).

Ниже приводится изложение концепции Федеральной целевой программы. Ее содержание чрезвычайно важно для понимания объема и качества обязательств, взятых государством в отношении объектов ядерного наследия.

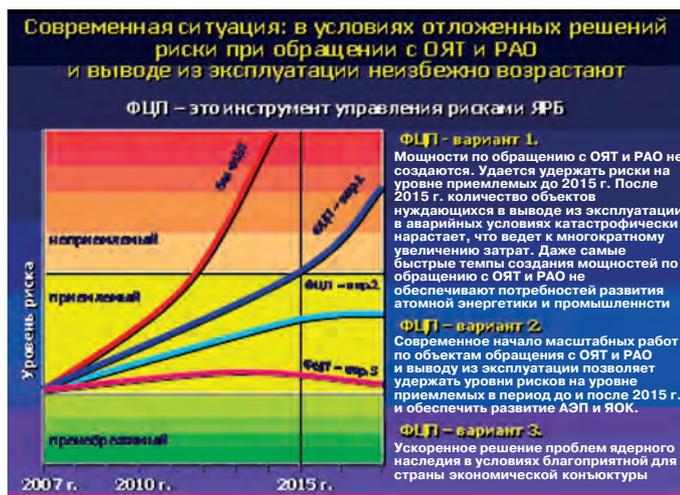


Рис. 7.3.1. Уровень рисков в зависимости от выбранного варианта

Атомная отрасль Российской Федерации в настоящее время играет определяющую роль в обеспечении обороноспособности страны и ее энергообеспечении. Она представляет собой высокотехнологичную и конкурентоспособную на мировом рынке отрасль. Наличие полного комплекса ядерных технологий является признаком технологического развития страны. При этом необходимым условием применения и развития ядерных технологий является обеспечение ядерной и радиационной безопасности. Мировой и отечественный опыт показывают, что снижение требований к уровню обеспечения ядерной и радиационной безопасности приводит к масштабным и долговременным негативным последствиям.

До последнего времени фактически отсутствовал эффективный подход к решению накопившихся проблем. И это несмотря на то, что на обеспечение ядерной и радиационной безопасности ядерно и радиационно опасных объектов, включая объекты оборонно-промышленного комплекса, ежегодно расходуется свыше 20 млрд руб. собственных средств организаций.

Начиная с 1990-х гг. ведущие ядерные страны осуществляют масштабные государственные программы по ликвидации наследия гонки вооружений, в том числе по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов и реабилитации радиационно загрязненных территорий.

Принципиальным выводом, который можно сделать на основе мирового опыта, является необходимость определяющей роли государства в решении проблем, возникших в результате гонки вооружений, а также активного участия бизнеса в создании эффективной системы по обращению с ОЯТ и РАО.

В целях решения приоритетных задач по обеспечению ядерной и радиационной безопасности была разработана Федеральная целевая программа «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2000–2006 годы. Общий объем финансирования указанной программы за счет средств федерального бюджета составил 943,2 млн руб. Государственные капитальные вложения в размере 293,6 млн руб. направлялись на создание объектов инфраструктуры по обращению с ОЯТ и РАО, их утилизации и захоронению. В рамках этой программы был выполнен большой объем научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ.

Современная ситуация в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности характеризуется тремя ключевыми факторами:

– необходимостью формирования государственной системы обеспечения и контроля ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии;

– наличием ядерно и радиационно опасных объектов оборонно-промышленного комплекса, не отвечающих современным требованиям ядерной и радиационной безопасности (ядерное наследие), представляющих угрозу национальной безопасности;

– признанием необходимости решения накопившихся проблем на государственном уровне и недопустимости их дальнейшего откладывания.

Масштаб этих проблем в России характеризуется следующими факторами:

- Остановлены, но не выведены из эксплуатации ядерно и радиационно опасные объекты Росатома (4 блока атомных станций, 10 промышленных уран-графитовых реакторов и свыше 110 ядерно и радиационно опасных объектов иного назначения), Роспрома, Росморречфлота и других федеральных органов исполнительной власти (до 50 объектов);

- Не обеспечена надежная изоляция от окружающей среды на некоторых приповерхностных хранилищах радиоактивных отходов. Требуется приведение их в безопасное состояние и создание новых пунктов захоронения РАО;

- Не изолированы от окружающей среды большие объемы РАО (Теченский каскад водоемов, бассейны-отстойники и хвостохранилища организаций ядерного топливного цикла);

- Накоплено свыше 18 500 т ОЯТ. Близкими к критическим являются заполнения хранилищ ОЯТ на атомных станциях с реакторами типа РБМК и ЭГП-6, пристанционных хранилищ РАО;

- Источники ионизирующего излучения используются более чем в 15 900 организациях, что повышает их уязвимость от террористических угроз;

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

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

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

ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» призвана обеспечить создание всех необходимых условий, при которых ядерная и радиационная безопасность будет обеспечиваться на долгосрочную перспективу.

При подготовке концепции ФЦП были проанализированы три варианта стратегий обеспечения ядерной и радиационной безопасности, используемых для разработки Программы:

1. Стратегия отложенных решений;
2. Стратегия обеспечения развития;
3. Стратегия интенсивного решения проблем.

Более предпочтительным является второй вариант, в котором за счет рациональной доли научно-исследовательских, проектно-изыскательских и опытно-конструкторских работ предусматриваются обоснованность и минимизация бюджетных расходов.

Программу предлагается реализовать в 2 этапа.

Первый этап (2008–2010 гг.) предполагает следующие мероприятия:

- строительство, реконструкция и расширение приоритетных объектов инфраструктуры по обращению с ОЯТ и РАО (строительство сухого хранилища ОЯТ на ФГУП «Горно-химический комбинат», строительство, реконструкция и расширение мощностей по обращению с радиоактивными отходами на специализированных комбинатах «Радон»);
- выполнение предпроектных и проектных работ по строительству опытно-промышленного объекта окончательной изоляции высокоактивных отходов;
- выполнение неотложных работ по обеспечению безопасности остановленных ядерно и радиационно опасных объектов, в том числе работ на ПО «Маяк», Горно-химическом комбинате, Сибирском химическом комбинате и в других организациях;
- создание научно-методической базы и элементов инфраструктуры государственных систем по обращению с ОЯТ и РАО, учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, контроля радиационной обстановки и аварийного реагирования;
- проведение комплексных инженерно-радиационных обследований состояния остановленных ядерных установок, пунктов хранения и других объектов ядерного наследия, выполнение предпроектных и проектных работ по переводу объектов в состояние, обеспечивающее долгосрочную экологическую безопасность.

Второй этап (2011–2015 гг.) предполагает следующие мероприятия:

- завершение строительства сухого хранилища ОЯТ на Горно-химическом комбинате;
- создание опытно-демонстрационного центра по переработке ОЯТ на основе инновационных технологий на ГХК;
- завершение строительства опытно-промышленного объекта окончательной изоляции высокоактивных РАО;
- вывоз ОЯТ, накопленного в пристанционных хранилищах атомных станций, на Горно-химический комбинат;
- выполнение работ по переводу остановленных ядерно и радиационно опасных объектов в безопасное состояние;
- вывод из эксплуатации 1-го и 2-го блоков Белоярской АЭС, 1-го и 2-го блоков Нововоронежской АЭС;
- создание необходимой инфраструктуры для вывода из эксплуатации четырех блоков Билибинской АЭС.

Основной целью Программы является комплексное решение проблем обеспечения ядерной и радиационной безопасности в Российской Федерации, связанных с обращением с ОЯТ и РАО, выводом из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов, совершенствованием систем, необходимых для обеспечения и контроля ядерной и радиационной безопасности.

Условиями эффективного достижения указанной цели, при которых ядерная и радиационная безопасность обеспечивается на долгосрочную перспективу, а расходы на ближайшие и будущие периоды оптимизируются, являются:

- создание необходимых объектов инфраструктуры по обращению с ОЯТ и РАО как необходимого условия предотвращения продолжения накопления проблем, связанных с обеспечением ядерной и радиационной безопасности;
- поэтапное решение проблем, связанных с прошлой деятельностью, в том числе оборонной, за счет приведения ядерно и радиационно опасных объектов в безопасное состояние;

– надежное функционирование систем, необходимых для обеспечения и контроля ядерной и радиационной безопасности (учета, контроля и физической защиты ядерных материалов, радиоактивных веществ и РАО, обеспечения режима нераспространения ядерных материалов и предотвращения несанкционированного использования источников ионизирующих излучений, контроля радиационной обстановки и доз облучения населения и других).

Общий объем финансирования мероприятий Программы по второму варианту составляет 145,32 млрд руб. (в ценах соответствующих лет), в том числе средства федерального бюджета – 131,82 млрд руб., внебюджетные средства эксплуатирующих организаций – 12,2 млрд руб. и средства бюджетов субъектов Российской Федерации – 1,3 млрд руб.

За счет средств федерального бюджета предусматривается финансирование следующих мероприятий:

- создание объектов инфраструктуры по обращению с ОЯТ и РАО;
- повышение уровня ядерной и радиационной безопасности на объектах, находящихся в федеральной собственности, с учетом преодоления проблем, связанных с прошлой деятельностью;
- выполнение международных обязательств Российской Федерации в сфере обеспечения ядерной и радиационной безопасности;
- ликвидация негативных последствий создания ядерного оружейного и ядерного энергетического комплексов страны;
- консервация объектов проведения ядерных взрывов в мирных целях;
- развитие систем мониторинга, учета, контроля и физической защиты на федеральном уровне;
- совершенствование нормативной правовой базы;
- решение фундаментальных вопросов обеспечения ядерной и радиационной безопасности (системная оценка, научное обоснование и разработка критериев и принципов обеспечения ядерной и радиационной безопасности и др.).

За счет средств бюджетов субъектов Российской Федерации предусматривается финансирование обеспечения ядерной и радиационной безопасности объектов, находящихся в собственности субъектов Российской Федерации, и решение задач защиты населения от природного облучения.

На паритетных началах (50 процентов за счет средств бюджетов субъектов Российской Федерации и 50 процентов за счет средств федерального бюджета) предусматривается финансирование:

- создания региональных подсистем Единой государственной автоматизированной системы контроля радиационной обстановки на территории Российской Федерации;
- развития региональных систем учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, доз облучения населения;
- развития территориальных систем аварийного реагирования на чрезвычайные ситуации радиационного характера.

При реализации мероприятий Программы могут привлекаться средства, поступающие в рамках международного научно-технического сотрудничества. Реализация Программы обеспечит:

- условия для снижения социальной напряженности в регионах размещения объектов использования атомной энергии;
- повышение занятости имеющегося высококвалифицированного персонала организаций атомной отрасли и смежных отраслей (до 10 тыс. человек);

- снижение поступления радиоактивных веществ в окружающую среду в результате модернизации защитных инженерных барьеров, перевода ядерно и радиационно опасных объектов и радиоактивных отходов в экологически безопасное состояние, реабилитации радиационно загрязненных территорий;
- создание основных элементов инфраструктуры по обращению с ОЯТ и РАО;
- создание перспективных технических средств ликвидации последствий ядерных и радиационных инцидентов для аварийно-спасательных формирований, систем аварийного и экологического мониторинга;
- нераспространение ядерных материалов за счет совершенствования систем физической защиты, учета и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.

Список литературы к главе 7

1. Стратегические подходы в решении проблем комплексной утилизации выведенного из эксплуатации российского атомного флота в Северо-Западном регионе: Резюме по Стратегическому мастер-плану. Этап 1. Росатом, Европейский банк реконструкции и развития. М., 2004.
2. Ponomarev-Stepnoi N.N., Volkov V. G., Kukharkin N.E. e. a. Rehabilitation of radioactively contaminated facilities and the site of Russian Research Center «Kurchatov Institute» / In: Conf. Handbook of IBC's 8th Intern. Conf. & Exhibition on Decommissioning of Nuclear Facilities – Managing the Legacy, CD (London, November 11–12, 2002).
3. Велихов Е.П., Пономарев-Степной Н.Н., Волков В.Г. и др. Реабилитация радиоактивно загрязненных объектов и территории РНЦ «Курчатовский институт» // Атомная энергия. 2007. Т. 102. Вып. 5. С. 300–306.
4. Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А. и др. Проект «Реабилитация»: состояние и проблемы // Матер. 6-й Межд. конф. «Радиационная безопасность: транспортирование радиоактивных материалов (Атомтранс-2003)», Санкт-Петербург, 2003. С. 90–111.
5. Volkov V.G., Ponomarev-Stepnoi N.N., Melkov E.S. e. a. Status of activities on rehabilitation of radioactively contaminated facilities and the site of Russian Research Center «Kurchatov Institute» / In: Proc. of WM'03 Conf., CD (Tucson, USA, February 23–27, 2003).
6. Volkov V.G., Ponomarev-Stepnoi N.N., Gorodetsky G.G. e. a. The first stage of liquidation of temporary radwaste repositories and rehabilitation of the radwaste disposal site at the Russian Research Center «Kurchatov Institute» / In: Proc. Conf. on Waste Management '04 (Tucson, USA, February 29 – March 4, 2004).
7. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П. и др. Дезактивация радиоактивно загрязненного грунта в РНЦ «Курчатовский институт» // Атомная энергия. 2007. Т. 103. Вып. 6. С. 381–387.
8. Михайкин С.А. Очистка грунта методом гидросепарации // Безопасность окружающей среды. 2006. № 3. С. 48–51.
9. Пономарев-Степной Н.Н., Волков В.Г., Городецкий Г.Г. и др. Обследование и подготовка к ликвидации старых хранилищ радиоактивных отходов в РНЦ «Курчатовский институт» // Атомная энергия. 2007. Т. 102. Вып. 6. С. 374–377.
10. Пономарев-Степной Н.Н., Волков В.Г., Городецкий Г.Г. и др. Извлечение радиоактивных отходов и ликвидация старых хранилищ в РНЦ «Курчатовский институт» // Атомная энергия. 2007. Т. 103. Вып. 2. С. 129–133.
11. Волков В.Г., Потапов В.Н., Иванов О.П. и др. Новые приборы и системы радиационного контроля и их использование при проведении реабилитационных работ на территории временных хранилищ радиоактивных отходов РНЦ «Курчатовский институт» // Матер. 7-й Межд. конф. «Безопасность ядерных технологий: обращение с РАО», Санкт-Петербург, 27 сентября – 1 октября 2004. С. 371–378.
12. Говорун А.П., Щербак С.Б., Чесноков А.В. Особенности распределения ^{137}Cs и ^{90}Sr в пойме р. Течи в районе пос. Бродокалмак // Атомная энергия. 1999. Т. 86. Вып. 1. С. 63–68.
13. Chesnokov A.V., Govorun A.P., Ivanitskaya M.V. e. a. Cs-137 Contamination of Techa Flood Plain in Brodokalmak Settlement // Applied Radiation & Isotopes. 1999. V. 50. P. 1121–1129.
14. www.brokk.com.
15. Смирнов С.В. Брокк с гамма-локатором // Безопасность окружающей среды. 2008. № 4. С. 48–51.
16. Смирнов В.П., Крастелев Е.Г., Нистратов В.М. и др. Создание и применение мобильной установки для электроразрядного разрушения горных пород и строительных конструкций // Горный журнал. 1999. № 11. С. 56–58.
17. Волков В.Г., Волкович А.Г., Зверков Ю.А. и др. Применение электроразрядных методов при ликвидации старых хранилищ радиоактивных отходов // Матер. 6-й Межд. научной школы-семинара «Импульсные процессы в механике сплошных сред» (Николаев, Украина, 22–26 августа 2005). С. 83–85.
18. Полевой спектрометрический коллимированный детектор ПСКД для измерения удельной активности радионуклидов Cs-137 и Co-60 в контейнерах с радиоактивными отходами. 2007. № 1/05. Инв. номер ВНИИФТРИ 01340048.

19. Волков В.Г., Быковская Л.И., Городецкий Г.Г. и др. Применение технологий пылеподавления и предотвращения распространения радиоактивных аэрозолей при проведении работ по реабилитации в РНЦ «Курчатовский институт» // АНРИ. 2004. № 4 (39). С. 59–66.
20. Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А. и др. Контроль объемной активности нуклидов в воздухе при реабилитации площадки «Курчатовский институт» // Атомная энергия. 2008. Т. 104. Вып. 6. С. 37–43.
21. Danilovich A.S., Ivanov O.P., Potapov V.N. et al. Instruments and methods for precise field measurements of soil radiocontamination // In Proc. of Radioecology & Environmental Radioactivity, Bergen, Norway, 15–20 June 2008. V. 2. P. 155–158.
22. Волков В.Г., Чесноков А.В. Реабилитация радиационного наследия Научно-технический опыт Курчатовского института. Москва: ИздАт, 2008. С. 120.
23. Danilovich A.S., Ivanov O.P., Potapov V.N. et al. Remote monitoring of radiological conditions during rehabilitation works at Kurchatov Institute site with gamma locator system / In Proc. of Radioecology & Environmental Radioactivity, Bergen, Norway. 15–20 June 2008. V. 2. P. 159–162.
24. Потапов В.Н., Чесноков А.В., Щербак С.Б. Расчет распределения мощности эквивалентной дозы на основе данных измерения гамма-локатора // Атомная энергия. 2002. Т. 92. Вып. 4. С. 324–332.
25. Ivanov O.P., Stepanov V.E., Volkov V.G. et al. Application of portable gamma camera during an extraction of the radioactive wastes from temporal storage at territory of RRC «Kurchatov institute» / In «ICEM'05/DECM'05 Conf., Glasgow, Scotland, September 4–8, 2005. P. 84.
26. Волков В.Г., Волкович А.Г., Ликсонов В.И. и др. Прибор для поиска и идентификации источников гамма-излучения и получения гамма-изображений (гамма-визор) // Атомная энергия. 1991. Т. 71. Вып. 6. С. 578.
27. Игнатов С.М., Потапов В.Н., Уруцкоев Л.И. и др. Автоматизированная система дистанционного определения характеристик полей фотонного ионизирующего излучения аварийных объектов // Приборы и техника эксперимента. 1998. № 4. С. 134–139.
28. Fedin V.I., Gulyaev A.A., Potapov V.N. et al. Application of Gamma Locator for Contamination Measurements inside 4-th Reactor Hall of Chernobyl NPP // IEEE Trans. on Nucl. Sci. 1998. V. 45, № 3. P. 986–991.
29. Ivanov O.P., Sudarkin A.N., Stepanov V.E. and Urutskoev L.I. Portable instrument for coded-aperture imaging of gamma-ray source // Instrum. Experim. Techn. 1998. V. 41, № 4. P. 563–568.
30. Ivanov O.P., Sudarkin A.N., Stepanov V.E. and Urutskoev L.I. Different methods of image reconstruction for portable x-ray and gamma-ray imager with coded aperture // In Conf. IEEE NSS / MIC, Albuquerque, USA, Nov. 1997. V. II. P. 1586–1589.
31. Ignatov S.M., Potapov V.N., Shcherbak S.B. et al. Determination of surface activity and radiation spectrum characteristics inside building by a gamma locator // Nucl. Instrum. & Meth. in Phys. Res. A 1997. V. 401. P. 414–420.
32. Ivanov O.P., Stepanov V.E., Sudarkin A.N. et al. History of development and application of gamma-ray images in Russia since 1986 // Nucl. Instrum. & Meth. in Phys. Res. A 1999. V. 422, Ns 1–3. P. 677–682.
33. Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А. и др. Особенности ликвидации хранилищ высокоактивных РАО, омоноличенных бетонной матрицей // Матер. 8-й Межд. конф. «Безопасность ядерных технологий: Экономика и обращение с источниками ионизирующих излучений» (Санкт-Петербург, 26 сентября – 30 сентября 2005 г.). С. 109–119.
34. Chesnokov A.V., Volkov V.G., Zverkov Yu. A. et al. Remediation of the High-level Radwaste Repositories at Russian Research Center «Kurchatov Institute» / In Proc. of Radioecology & Environmental Radioactivity. Bergen, Norway, 15–20 June 2008. V. 2. P. 355–357.
35. Концепция Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» // Сайт госкорпорации Росатом: www.rosatom.ru.

ГЛАВА 8

Начало реализации ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года»

Реализация Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» началась в 2008 г. Программа сдвинула с мертвой точки решение проблем по ядерной и радиационной безопасности по всей России.

В целях обеспечения механизма управления Программой, контроля за ходом ее реализации и координации деятельности структурных подразделений Росатома — заказчиков по ФЦП — образована дирекция Росатома по текущему управлению реализацией Программы.

Для организации и координации работ межведомственного характера создан Межведомственный координационный совет Программы (МВКС), в состав которого входят полномочные представители государственных заказчиков, а также представители научных организаций.

В соответствии с действующим законодательством для определения организаций-исполнителей работ по программным мероприятиям организуется проведение открытых конкурсов. С победителями конкурсов заключаются государственные контракты.

8.1. Основные результаты реализации ФЦП за 2008 год

Объем финансирования программных мероприятий в 2008 г. составил 11,41 млрд руб., из которых значительная доля финансирования пошла на капитальные вложения — 8,42 млрд руб., НИОКР — 1,56 млрд руб., прочие — 1,43 млрд руб. Из общей суммы объем средств федерального бюджета составил 9,99 млрд руб., в том числе по направлениям: капитальные вложения — 7,78 млрд руб., НИОКР — 1,13 млрд руб., прочие нужды — 1,02 млрд руб.

На 2008 г. был заключен 181 государственный контракт на сумму 9,12 млрд руб., из них 118 контрактов длительностью более одного года на сумму 8,51 млрд руб. (в 2008 г.). В рамках Программы в 2008 г. выполнен ряд важных для обеспечения безопасности мероприятий, в том числе:

- В экологически безопасное состояние переведены $2,5 \cdot 10^{19}$ Бк РАО, из них за счет: — глубинного захоронения ЖРО — $3,7 \cdot 10^{17}$ Бк (СХК, НИИАР); — иммобилизации $2,5 \cdot 10^{19}$ Бк ВАО в стекломассу массой 724,53 т (ПО «Маяк»);
- Реабилитировано 19 750 м² радиационно загрязненных территорий (работы по строительству комплекса цементирования и хранилища ТРО, консервации водоема В-9 на ПО «Маяк»);
- В рамках НИОКР разработаны предложения по общим требованиям к информационным системам по объектам ядерного наследия (вывод из эксплуатации), в том числе к их 3-D моделям.

Реализация Программы в 2008 г. проводилась в условиях реорганизации, проходившей в федеральных органах государственной власти, являющихся государственными заказчиками Программы, изменений организационно-правовой формы боль-

шого числа предприятий – исполнителей мероприятий Программы и предприятий, на объектах которых проводились работы по программным мероприятиям.

По итогам реализации положений Программы, с учетом упомянутой реорганизации, Госкорпорация «Росатом», по согласованию с заинтересованными федеральными органами исполнительной власти, разработала предложения по внесению изменений в документ. Постановлением Правительства Российской Федерации от 24 декабря 2008 г. № 997 «О внесении изменений в ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» эти изменения были утверждены.

Итоги реализации программных мероприятий в 2008 г. можно рассматривать как успешный старт ее первого этапа и залог реализации Программы в целом.

8.2. Об итогах реализации ФЦП за первое полугодие 2009 года

Объем финансирования программных мероприятий в 2009 г. составляет 15,78 млрд руб.: капитальные вложения – 9,32 млрд руб., НИОКР – 1,55 млрд руб., прочие – 4,90 млрд руб. Из них объем средств федерального бюджета составляет 12,26 млрд руб., в том числе по направлениям: капитальные вложения – 8,08 млрд руб., НИОКР – 1,02 млрд руб., прочие нужды – 3,17 млрд руб.

На 2009 г. заключено 212 государственных контрактов на сумму 7,92 млрд руб., из них 140 контрактов длительностью более одного года на сумму 5,31 млрд руб.

В рамках Программы в 2009 г.:

- проведена инвентаризация 16 ядерно и радиационно опасных объектов (ОАО «НИИАР», ФГУП «ФЭИ», ОАО «ВНИИХТ», РНЦ «Курчатовский институт»);
- 88 т ОЯТ размещено на объектах длительного хранения (на ФГУП «ГХК»);
- реабилитировано 43 900 м² радиационно загрязненных территорий.

Продолжаются работы по переводу РАО в экологически безопасное состояние, идет подготовка к выводу из эксплуатации ядерно- и радиационно опасных объектов.

8.3. Примеры реализации ФЦП на предприятиях и в организациях

8.3.1. Реализация ФЦП на ФГУП «ПО «Маяк»

Центральное место в ядерном наследии России занимает ФГУП «ПО «Маяк». Данное обстоятельство объясняется тем, что на ПО «Маяк»:

- сосредоточено 90% объема всех накопленных в России жидких радиоактивных отходов;
- находится около 30% активности всех накопленных в стране РАО;
- большое количество загрязненных территорий – 94% от всех загрязненных площадей в России, а также сотни больших и малых радиационно загрязненных зданий, установок, могильников.

Решение экологических проблем ПО «Маяк» – задача сложная и ресурсоемкая, причем выполняя работы по ликвидации ядерного наследия ни в коей мере нельзя забывать и о текущей деятельности предприятия.

В рамках ФЦП предусмотрен блок из 20 мероприятий по объектам ПО «Маяк», включая работы по ликвидации промышленных водоемов Карачай и Старое Болото, модернизацию систем водопользования и обращения с РАО, комплекс неотложных мер по стабилизации уровня Теченского каскада водоемов и разработку стратегичес-

ких решений по проблеме каскада в целом, реконструкцию отдельных участков производства.

Теченский каскад водоемов

Основная проблема Теченского каскада водоемов (ТКВ) связана с возможностью переполнения водоемов, разрушением конечной плотины каскада П-11, фильтрацией радионуклидов из водоемов каскада в открытую гидрографическую сеть.

В настоящее время хозяйственные и бытовые стоки предприятия объединены с потоками НАО и поступают в ТКВ. В целях разделения этих потоков, очистки и отвода очищенных вод в левобережный канал реализуется проект по созданию 1-ой очереди общесплавной канализации, который позволит снизить приходную часть водного баланса на 3,5 млн м³ в год. Работы, связанные с созданием 1-ой очереди общесплавной канализации планируется завершить в 2009 г. В 2009–2010 гг. будут выполнены работы по созданию 2-ой очереди.

Водоемы В-9 (оз. Карачай) и В-17 (Старое Болото)

Основная проблема, связанная с водоемами В-9 и В-17, обусловлена возможностью смерчевого разноса радиоактивных веществ и распространения загрязняющих веществ в подземных водах.

Ликвидация акватории водоема В-9 проводится с начала 1970-х годов. За это время закрыто более 80% площади акватории, что позволило локализовать до 95% активности. В рамках ФЦП реализуется проект 3-ей очереди консервации водоема. Завершение работ планируется в 2015 г.

Ликвидация водоема В-17 будет предусматривать использование проектных и технических решений, апробированных при закрытии водоема В-9.

Обращение с РАО

Проблема консервации спецводоемов напрямую связана с проблемой прекращения в них сбросов ЖРО. В целях прекращения сбросов реализуются мероприятия по созданию комплекса цементирования САО на радиохимическом производстве и сооружения очистки вод спецканализации и вод, содержащих САО химико-металлургического производства.

Проект комплекса цементирования получил положительное заключение государственной экологической экспертизы и утвержден Росатомом. Начаты строительные работы. Ввод в эксплуатацию установки запланирован в 2013 г.

Разработан и утвержден проект установки переработки ЖРО химико-металлургического производства. В 2008 г. начаты работы, ввод установки в эксплуатацию запланирован в 2012 г.

Проводятся работы по исследованию возможности использования мембранно-сорбционных способов очистки применительно к НАО предприятия. В 2010 г. будет создана стендовая установка для отработки технологических параметров и подготовлены исходные данные для проектирования промышленной установки, позволяющей получать очищенную воду с активностью не более одного уровня вмешательства.

8.3.2. Реализация ФЦП на ФГУП «Горно-химический комбинат»

Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» позволила Горно-химическому комбина-

ту с 2008 г. уверенно приступить к реализации мероприятий по решению накопленных и отложенных проблем, возникших в процессе эксплуатации атомного производства. В ФЦП отражены все аспекты, касающиеся обращения с ОЯТ и РАО на комбинате, вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии, обеспечения ядерной, радиационной и экологической безопасности.

В рамках Программы на ГХК реализуется ряд крупных мероприятий, направленных на развитие инфраструктуры обращения с ОЯТ и РАО, а именно: хранение, переработка и окончательная утилизация отходов атомной промышленности, в том числе связанных с прошлой оборонной деятельностью предприятия.

Для долгосрочного решения проблемы существующих хранилищ ОЯТ было принято решение о **строительстве на ГХК «сухого» хранилища ОЯТ** камерного типа. Успешная реализация этого проекта позволит в период до 2011 г. ввести в эксплуатацию пусковой комплекс сухого хранилища (ХОТ-2) и начать вывоз ОЯТ с атомных станций с реакторами РБМК. После достижения полной мощности ХОТ-2 в 2015 г. общая его емкость составит 38 тыс. т, из них 27 тыс. т будет приходиться на отработавшие тепловыделяющие сборки реакторов РБМК и 11 тыс. т – для ОТВС реакторов ВВЭР-1000. Сухое хранилище строится в строгом соответствии с российскими и международными стандартами, оно не будет оказывать отрицательного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Действующее на ГХК «мокрое» хранилище (ХОТ-1) к настоящему времени заполнено более чем на 90%. В целях увеличения его емкости разработан проект реконструкции хранилища. В 2008 г. после проведения экспертизы проект был утвержден и начаты работы по реконструкции хранилища. Выполнение работ **по реконструкции мокрого хранилища ОЯТ** позволит сначала увеличить емкость ХОТ-1 с 6000 до 8600 т ОЯТ, а затем до 10 500 т, что обеспечит возможность вывоза топлива с атомных станций как минимум еще на 6–7 лет и, следовательно, безопасную эксплуатацию АЭС.

В рамках ФЦП проводятся работы **по реконструкции и подготовке к выводу из эксплуатации глубокого хранилища жидких РАО «полигон Северный»**, предназначенного для подземного захоронения жидких радиоактивных отходов, образующихся в результате деятельности основных производств предприятия.

В 2013 г. планируется ввести в эксплуатацию **опытно-демонстрационный центр по переработке отработавшего ядерного топлива на ГХК (ОДЦ)** производительностью 50–100 т в год в целях отработки инновационных и экологически безопасных технологий переработки ОЯТ. В период с 2013 по 2015 г. на ОДЦ намечается проведение опытно-промышленных испытаний предложенных технологических схем. Исходя из полученных результатов, к 2015 г. будут подготовлены исходные данные для строительства масштабного завода по переработке ОЯТ. К разработке данной технологии привлечены ведущие научные учреждения России.

В целях окончательного удаления кондиционированных РАО в рамках ФЦП прорабатывается вопрос создания **объекта окончательной изоляции РАО**. Участком захоронения таких отходов выбран **Нижнеканский гранитоидный массив**.

На ГХК в настоящее время выделяют две категории крупных промышленных объектов, подлежащих выводу из эксплуатации – это реакторные установки и радиохимическое производство. Данные объекты имеют свою специфику, которая обуславливает разницу организации процесса, но общие требования к снятию с эксплуатации реакторов и радиохимического завода совпадают.

Для радиохимического производства основную трудность представляют большие количества радиоактивных отходов (пульп), значительную долю которых составляют

высоко- и среднеактивные продукты деления и актиноидные элементы, а также загрязнения, накопившиеся на поверхности оборудования, помещений и территорий завода.

Реализация мероприятия **ФЦП по выводу из эксплуатации РХЗ** позволит решить проблему удаления радиоактивных загрязнений путем высокоэффективной дезактивации с последующей переработкой вторичных РАО. Документация, разработанная в результате исполнения мероприятия **ФЦП по выводу из эксплуатации РХЗ**, позволит начать процесс вывода из эксплуатации радиохимического производства, обеспечивающий дальнейшую безопасность персонала, населения и окружающей среды.

За период эксплуатации радиохимического производства в емкостях-хранилищах жидких РАО ГХК было накоплено около 6000 м³ высокоактивных пульп различного состава. Для перевода их в безопасное состояние выполняется комплекс работ по **консервации подземных емкостей-хранилищ**, которые предусматривают предварительное освобождение емкостей от хранящихся в них отходов. Для решения этой задачи создаются узлы извлечения пульпы, разрабатывается технология цементирования нерастворимых остатков извлеченных плутонийсодержащих пульп, а также технология и оборудование для отверждения неизвлекаемых остатков пульп непосредственно в резервуарах. Освобождение емкостей-хранилищ с плоским днищем диаметром 12 и высотой 30 м от радиоактивных плутонийсодержащих отходов проводится в мировой практике впервые. Проработка данного мероприятия **ФЦП** позволит утилизировать пульпы и предотвратить выход радиоактивных веществ на поверхность.

В связи с необходимостью безопасного удаления отвержденных РАО, образовавшихся в результате цементирования нерастворимых остатков, полученных от переработки плутонийсодержащих пульп, извлеченных из емкостей-хранилищ, проводятся работы по **созданию** в подгорной части ГХК в выработках Радиохимического завода **хранилища для долговременного контролируемого хранения РАО**.

В существующем на РХЗ хранилище препаратов Государственного радиевого фонда (ГРФ) находятся 248 бетонных защитных транспортных контейнеров, содержащих 1408 переносных металлических герметичных контейнеров с препаратами ГРФ. Учитывая, что общий срок их хранения составляет более 50 лет, возможно нарушение герметичности контейнеров с последующим выходом радиоактивных аэрозолей в производственные помещения. Для предотвращения аварийной ситуации разработаны мероприятия по **созданию хранилища для безопасного хранения ГРФ**.

Важное место отводится **выводу из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов** — многоэтапному по времени и видам деятельности процессу осуществления комплекса мероприятий после окончательного останова ПУГР, выгрузки и удаления ядерного топлива. Согласно **ФЦП**, в период до 2015 г. будут выведены из эксплуатации реакторы АД и АДЭ-1 с обеспечением экологической безопасности. На реакторе АДЭ-2 также планируется провести работы по переводу его в ядерно и экологически безопасное состояние и начать работы по демонтажу и дезактивации оборудования.

К сроку завершения эксплуатации ПУГР АДЭ-2 в приреакторных бассейнах на Реакторном заводе будет накоплено большое количество облученных блоков ДАВ-90, подлежащих переработке, так как в результате длительного хранения в водной среде оболочки блоков корродируют. **Реконструкция узла отправки ДАВ-90** позволит осуществить транспортировку облученных блоков и их переработку по действующей технологии на ПО «Маяк». В результате выполнения данного объема работ будут ликвидированы накопленные высокоактивные материалы и переведены в ядер-

но безопасное состояние помещения по обращению с облученными блоками ДАВ-90 с возможностью последующего снятия их с эксплуатации. В то же время это даст возможность вернуть ^{235}U для повторного использования в ядерном топливном цикле.

Одним из пунктов ФЦП была запланирована ликвидация бассейна 354 хранилища ЖРО. Процесс непосредственной ликвидации объекта стартовал в 2007 г., но окончание работ стало возможным только благодаря реализации ФЦП. В настоящее время ликвидация бассейна завершена. Территория объекта сейчас представляет собой участок, засыпанный скальным грунтом (рис. 8.3.1.). В результате проведенных работ негативное воздействие ветрового выноса аэрозольных и пылевых частиц прекратилось, что способствовало улучшению экологической обстановки на прилегающей к объекту территории.

Во исполнение предусмотренного ФЦП мероприятия по выводу из эксплуатации заполненных хранилищ твердых РАО проводятся работы по обследованию технического состояния хранилищ ТРО с определением остаточного срока их эксплуатации, разработкой технологии омоноличивания ТРО, которая позволит создать дополнительные инженерные барьеры для локализации радионуклидов в границах объектов. Полученные данные лягут в основу проектов консервации хранилищ ТРО, что позволит снизить риск возможного выхода радиоактивных веществ в окружающую среду в результате воздействия природных и техногенных факторов.

Для создания дополнительных объемов для хранения ТРО предложено реконструировать имеющиеся наземные емкости-хранилища ЖРО, которые в настоящее время не используются по своему первоначальному назначению. Исследование такой возможности и подготовка резервуаров к переводу в хранилище ТРО заложены в ре-



Рис. 8.3.1. Территория ликвидированного бассейна хранилища № 354

конструкции наземных емкостей-хранилищ жидких радиоактивных отходов. В рамках данного пункта ФЦП проводится освобождение емкостей от накопленных радиоактивных осадков с переводом их в экологически безопасное состояние.

В Программе также уделено особое внимание вопросу экологической реабилитации р. Енисей, что является одним из приоритетных направлений для руководства предприятия и Росатома в целом. Проблема радиоактивного загрязнения р. Енисей возникла вследствие эксплуатации двух проточных реакторов. Сброс загрязненных стоков реакторного производства привел к отложению радионуклидов в донных и пойменных осадках реки. В рамках исполнения мероприятий ФЦП по **реабилитации участков поймы р. Енисей** проводятся полевые исследования поймы реки в интервале от 0 до 200 км от места сброса стоков ГХК.

8.3.3. Реализация ФЦП на ОАО «Сибирский химический комбинат»

Промышленная площадка ОАО «СХК» является одной из самых благополучных в отрасли. К сожалению и на ней накопились проблемы ядерного оборонного наследия. Наиболее серьезными из них являются остановленные промышленные уран-графитовые реакторы И-1, ЭИ-2, АДЭ-3, АДЭ-4, АДЭ-5 и открытые хранилища ЖРО – водохранилища ВХ-1, ВХ-3, ВХ-4, пульпохранилища ПХ-1, ПХ-2, бассейны Б-1 и Б-25.

Промышленные уран-графитовые реакторы

С 1992 г. на Реакторном заводе ведутся работы по выводу из эксплуатации ПУГРов реакторов И-1, ЭИ-2, АДЭ-3 (рис. 8.3.2.).

Вывод из эксплуатации промышленной площадки связан с решением проблемы обращения с РАО, накопленными за время эксплуатации реакторов. Совместно с ведущими институтами в настоящее время проводится комплекс НИОКР по изучению активности, радионуклидного состава и условий хранения радиоактивных отходов, исследованию различных способов и методов обращения с ними и определению наиболее рациональных, а также разработке технологий, оборудования и инструмента по переработке, контейнеризации и контролируемому безопасному хранению РАО.

В процессе эксплуатации ПУГРов на СХК накопились значительные объемы ОЯТ типа ДАВ. В рамках реализации ФЦП разработаны мероприятия, реализация которых позволит осуществить вывоз ОЯТ с площадок Реакторного завода СХК и его переработку на ПО «Маяк».

Проводится подготовка к выводу из эксплуатации ПУГРов АДЭ-4 и АДЭ-5.

При выполнении работ по выводу из эксплуатации ПУГРов ОАО «СХК» ведется отработка технологий с созданием дополнительных защитных барьеров на основе природных материалов, с обоснованием захоронения реакторов на месте. Это позволит в дальнейшем применять данные технологии на всех остановленных уран-графитовых реакторах и обосновать вариант вывода из эксплуатации «захоронение на месте» как базовый для данного типа реакторов.

Открытые хранилища ЖРО

Открытые хранилища жидких радиоактивных отходов СХК входили в состав схем обращения с ЖРО. При работе комбината за год образовывалось более 2,5 млн м³ ЖРО. Открытые хранилища предназначались для усреднения и выдержки ЖРО перед их очисткой на ионообменных смолах (низкосолевыми НАО) или захоронением (высокосолевыми НАО и САО).

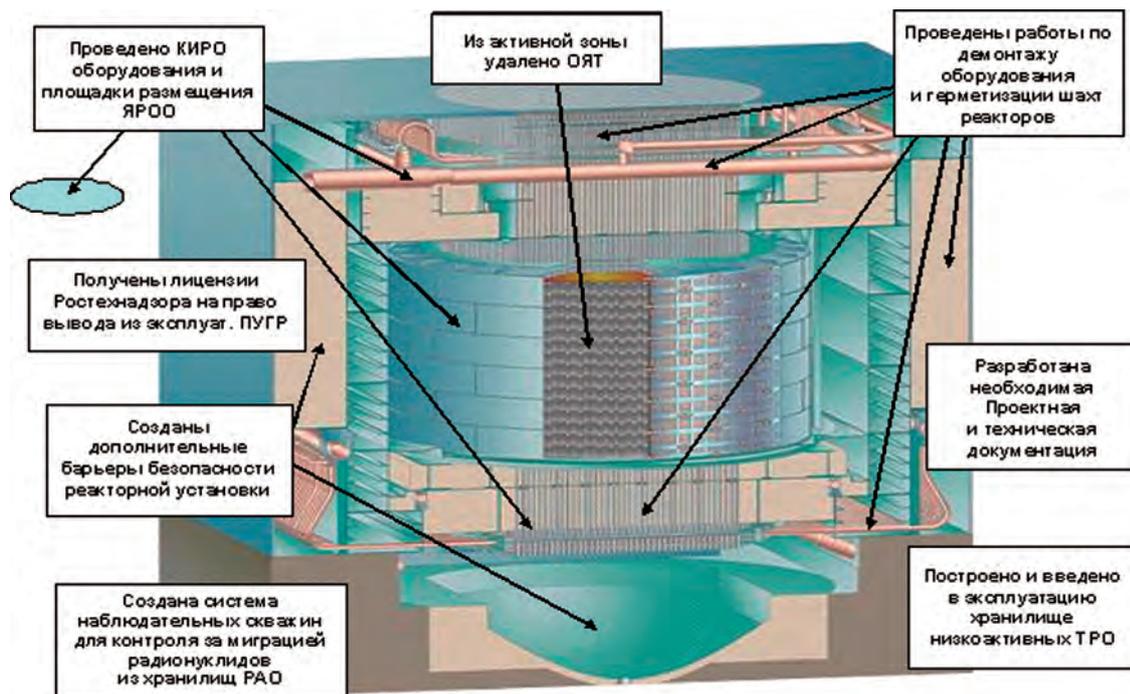


Рис. 8.3.2. Выполненные работы по выводу из эксплуатации ПУГР на площадке № 2 Реакторного завода ОАО «СХК»

С 1982 г. с началом эксплуатации глубоких хранилищ жидких РАО (полигонов подземного захоронения ЖРО) бассейны Б-1 и Б-2 были выведены из технологической схемы. Выполнены работы по консервации бассейна Б-2 и начаты работы по консервации бассейна Б-1. Остальные открытые хранилища продолжают эксплуатироваться.

Основные направления снижения потенциальной опасности производств СХК направлены на разработку схем обращения с ЖРО, исключающих использование открытых хранилищ (рис. 8.3.3.). Учитывая значительный объем работ и средств, требующихся для реализации данных направлений, работы планируется провести поэтапно, отдав предпочтение бассейнам Б-1, Б-2 и Б-25 как наиболее опасным объектам.

В 2001 г. был закончен первый этап консервации бассейна Б-2, пульпы хранилища были полностью перекрыты грунтом. Выполнение даже первого этапа консервации бассейна позволило существенно улучшить радиационную обстановку на объекте. Конечная цель работ – полная засыпка чаши бассейна грунтом и создание защитного купола.

Данные технические решения направлены на исключение возможности выхода радионуклидов на поверхность и в подземные грунтовые воды. В процессе перекрытия и после проведения первого этапа консервации бассейна в течение почти десяти лет проводилось наблюдение за его состоянием и поведением радионуклидов [1], позволившее обосновать безопасность данного варианта консервации открытых хранилищ ЖРО. На основании полученных данных опытной проверки технологии консервации бассейна Б-2 было принято решение о реализации этого варианта для остальных бассейнов и пульпохранилищ. Консервацию бассейна Б-1 планируется провести по аналогичной технологии в соответствии с выполненным ВНИПИЭТ проектом.

Дополнительные сложности с консервацией бассейна Б-25 связаны с тем, что он эксплуатируется до настоящего времени, поэтому необходимо предварительно реализовать технологическую схему подготовки всех технологических ЖРО Химико-металлургического завода для прямого глубинного захоронения.

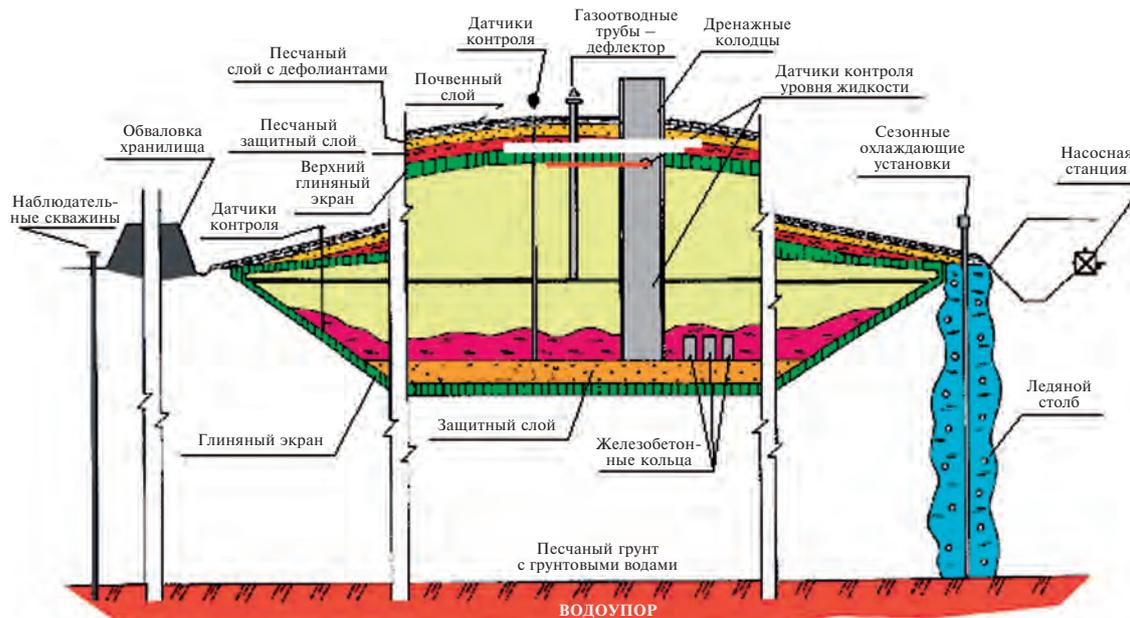


Рис. 8.3.3. Схема проектного хранилища РАО после консервации бассейна Б-2

Подобные трудности связаны и с пульпохранилищами, находящимися в настоящее время в эксплуатации. Консервацию пульпохранилищ предполагается провести аналогично консервации бассейнов методом разделения хранилища дамбами из местного грунта с последующей засыпкой промежутков между дамбами грунтом. После завершения работ пульпохранилища планируется перевести в разряд приповерхностных могильников иммобилизованных РАО с исключением попадания в них атмосферных осадков.

Для решения задачи вывода открытых хранилищ ЖРО из эксплуатации запланирован комплекс работ по реконструкции площадки 13 Радиохимического завода, что позволит проводить усреднение и подготовку ЖРО заводов комбината к подземному захоронению или очистке на ионообменных смолах без использования открытых хранилищ ЖРО.

В рамках ФЦП на ОАО «СХК» выполняется работа по теме «Глубинное захоронение жидких радиоактивных отходов с повышенным содержанием твердой фазы методом ГРП». Актуальность данной работы связана с одним из ограничительных показателей, предъявляемых к составу ЖРО, направляемых на глубинное захоронение, — содержанием взвешенных твердых частиц. Этот показатель существенно сказывается на приемистости скважин к нагнетаемым ЖРО и определяется свойствами пласта-коллектора и режимами эксплуатации скважины [2]. Практическая реализация захоронения жидких РАО с повышенным содержанием твердой фазы позволит кардинально решить проблему пульпохранилищ — перейти от идеологии консервации, то есть принципа отложенного решения, к идеологии их ликвидации.

8.3.4. Реализация ФЦП в ОАО «Государственный научный центр Российской Федерации «Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

Реконструкция и продление до 2020 г. безопасной эксплуатации глубокого хранилища жидких РАО «Опытно-промышленный полигон»

Эксплуатация в течение 40 лет глубокого хранилища жидких РАО показывает, что данный метод изоляции ЖРО от биосферы является безопасным и достаточно надежным. За эти годы проектный объем подземного хранилища использован лишь на 60%.

В связи с тем, что метод подземного захоронения ЖРО и перевод их в экологически безопасное состояние является наиболее экономичным и технологичным, а также учитывая наличие большого полезного объема подземного хранилища, было принято решение о продлении срока эксплуатации ОПП до 2020 г. Для этого в рамках ФЦП проводятся работы по реконструкции и модернизации технологических установок, оборудования, приборов и т. д.

Реабилитация и реконструкция ПЛК промплощадки 1

Учитывая потенциальную опасность загрязненной территории производственно-ливневой канализации (ПЛК) и в целях повышения экологического благополучия окружающей среды выполняются работы по реабилитации загрязненной территории ПЛК промплощадки 1.

Сложность и масштабность проводимых работ заключается в необходимости деактивации и реабилитации 202,9 тыс. м² залесенной территории, часть которой обводнена. Извлечению подлежит более 101,2 тыс. м³ грунта. Не менее сложной является задача точного оконтуривания загрязненной территории и определения активности радионуклидов в толще слоя грунта и донных отложений в карьерах бывших торфоразработок.

Система производственно-ливневой канализации промплощадки № 1 НИИАР выполнена по проекту ВНИПИЭТ [3]. Постройка подземных трубопроводов от объектов до выходного оголовка и открытой канавы к р. Большой Черемшан (Черемшанский залив) была начата в 1958 г. и закончена в 1961 г. Объем вырытого грунта составил 10 500 м³. Схема-карта размещения ПЛК промплощадки 1 приведена на рис. 8.3.4.

В результате аварийных сбросов 1962 и 1967 гг. произошло загрязнение техногенными радионуклидами территории трассы ПЛК и прилегающих участков общей площадью 236 тыс. м². В систему ПЛК было сброшено 4,12 Ки цезия-137, включая сбросы радионуклидов в 1968–1978 и 1979–1992 гг. Территория ПЛК промплощадки 1 имеет повышенный радиационный фон, достигающий в районе разлива стоков (заболоченный участок) 3000 мкР/ч.

Согласно данным радиационного обследования, максимальное значение МЭД излучения на территории ПЛК равно 230 мкР/ч, тогда величина годовой эффективной дозы облучения населения составляет 4,3 мЗв/год, т. е. уровень годовой эффективной дозы облучения от территории ПЛК превышает контрольный уровень, равный 0,3 мЗв/год.

Максимальная удельная активность грунта на территории ПЛК промплощадки 1 составляет по β-излучающим радионуклидам не более 7,77 Бк/г, по α-излучающим радионуклидам (исключая трансурановые) – не более 62,9 Бк/г, по трансурановым радионуклидам – не более 1,85 Бк/г. Эти значения удельной активности грунта позволяют отнести его к низкоактивным отходам.



Рис. 8.3.4. Ситуационная карта трассы (русла) ПЛК промплощадки № 1 и водоемов-приемников сточных вод. Прямоугольник – трассировка открытой канавы ПЛК до лощины (заболоченная часть рельефа)

Следует добавить, что загрязненный грунт на территории ПЛК относится к материалам, которые невозможно очистить. Поэтому он должен быть захоронен. Типичные способы дезактивации, применимые к территории ПЛК промплощадки 1, ближней к руслу водотока, – удаление поверхностного загрязненного слоя с последующим его перемещением в места хранения (захоронения) или экранирующее покрытие поверхности загрязненных участков незагрязненным грунтом (захоронение на месте) [4].

На основе доступных материалов об успешных практических работах по обращению с отходами, возникающими при реабилитации загрязненных участков и результатов изучения форм радионуклидов (цезия-137, стронция-90) в почве с территории ПЛК промплощадки 1 был выбран способ обращения с РАО, который наиболее применим для условий реабилитации ПЛК института, – преимущественно механическая дезактивация территории с последующей сортировкой грунта и захоронением в ПЗРО НИИАР. При этом учитывалась сложившаяся структура обращения с РАО в институте и современные требования.

8.3.5. Реализации ФЦП в ОАО «Ведущий научно-исследовательский институт химической технологии»

Текущее состояние ОАО «ВНИИХТ» как ядерно и радиационно опасного объекта на момент начала работ по выполнению ФЦП представлено в табл. 8.3.5.1:

Таблица 8.3.5.1

Объем и активность ОЯТ и РАО, количество и активность источников ионизирующего излучения, площадь и мощность дозы на территории, подлежащей реабилитации (по состоянию на 1 января 2008 г.)

Наименование объектов	Единица измерения	Всего
1. Исследовательская ядерная установка – подкритический стенд – СО-2М (вывод из эксплуатации)		1
1.1. Отработавшее ядерное топливо – мультиплицирующая система – твердогомогенная активная зона, твердый раствор частиц UO_2 (~2,86 кг урана 36% обогащения по ^{235}U) в полиэтилене	кг/Бк (суммарно)	$19/5 \cdot 10^9$
1.2. Твердые радиоактивные отходы	т/Бк (суммарно)	$2/3 \cdot 10^9$
1.3. Жидкие радиоактивные отходы	м ³ /Бк	нет
1.4. Источники излучения	шт./Бк	3 шт. $^{252}Cf/6 \cdot 10^9$
1.5. Загрязненная территория в пределах объекта (производственные помещения установки)	м ² /мкЗв/ч (на поверхности)	нет
1.6. Загрязненная территория в пределах предприятия от работы установки	м ² /мкЗв/ч (на поверхности)	нет
2. Радиохимическое производство (корп. № 8, радиохимический отсек корп. № 2) (вывод из эксплуатации)		2
2.1. Отходы переработки ОЯТ: – в форме препаратов – в форме инкорпорированных соединений	кг/Бк (суммарно)	Не более $60/6 \cdot 10^{11}$. Отсутствуют. $0,06/10^{11}$ Бк
2.2. Твердые радиоактивные отходы	т/Бк (суммарно)	3000 (включая оборудование, коммуникации, строительные конструкции)/ 10^{11}
2.3. Жидкие РАО (планируемый объем наработки)	м ³ /Бк	$1000/5 \cdot 10^8$
2.4. Источники излучения	шт./Бк	$1/1 \cdot 10^6$
2.5. Загрязненная территория в пределах объекта (производственные помещения корпуса)	м ² /мкЗв/ч (на поверхности)	$1200/0,05-500$
2.6. Загрязненная территория в пределах предприятия от деятельности корпуса	м ² /мкЗв/ч (на поверхности)	нет

3. Производственные помещения и загрязненные участки территорий промплощадки (кроме ПКС СО-2М, корп. 13 и РХК, корп. 8) и ОХТЗ (реабилитация объектов)		
3.1. Отработавшее ядерное топливо	кг/Бк (суммарно)	нет
3.2. Твердые РАО (включая загрязненное технологическое оборудование)	т/Бк (суммарно)	~ 100/1·10 ⁹
3.3. Жидкие РАО	м ³ /Бк	50/2,5·10 ⁷
3.4. Источники излучения	шт./Бк	~300/5·10 ¹⁰
3.5. Загрязненная территория в пределах предприятия (производственные помещения, загрязненные территории)	м ² /мкЗв/ч (на поверхности)	3000/производств. помещения – до 50; 1000/участки загрязненных территорий – до 10
3.6 Загрязненная территория в пределах СЗЗ предприятия	м ² /мкЗв/ч (на поверхности)	1000/до 2

Радиохимический корпус № 8 и радиохимический отсек корпуса № 2

С 2008 г. проводятся работы в рамках ФЦП по выводу из эксплуатации радиохимических производств (корпус № 8 и радиохимический отсек корпуса № 2) с реабилитацией производственных помещений и окружающей территории.

Поперечное сечение (разрез) корпуса (1-й и 2-й этаж) представлено на рис. 8.3.5, а коридор радиохимического отсека корпуса № 2 – на рис. 8.3.6.

Согласно концепции, вывод из эксплуатации технологического оборудования и систем корпуса осуществляется в 4 этапа:

- I этап – первоочередные мероприятия, связанные с переработкой ОЯТ и ядерных материалов незавершенного производства – **выполнено**;
- II этап – дезактивация основного технологического оборудования и систем, доступных к обслуживанию и проведению работ – **выполнено**;
- III этап – длительная выдержка для перевода технологического оборудования и систем корпуса в радиационно безопасное состояние – **выполняется**. На этом этапе проводятся предпроектная подготовка, комплексное инженерно-радиационное обследование (КИРО) и регламентные дезактивационные работы по переводу технологического оборудования, трубопроводов и систем корпуса в экологически безопасное состояние. Технологическое оборудование и системы корпуса в настоящее время находятся на этапе длительной выдержки. Продолжительность этапа составляет 10–15 лет и определяется наличием или отсутствием финансирования и материально-технического обеспечения при проведении регламентных работ по обслуживанию (демонтажу) технологического оборудования и систем;
- IV этап – окончательный: полный демонтаж радиоактивно загрязненного технологического оборудования, трубопроводов и систем, а также загрязненных строительных конструкций. Удаление образовавшихся ТРО в региональный могильник.

Перепрофилирование освободившихся площадей и оборудования корпуса под другое производство. Начало производства работ по выполнению IV этапа, направление и продолжительность этапа определяются по результатам III этапа.

Ядерная исследовательская установка – подкритический стенд ИЯУ ПКС СО-2М

В рамках ФЦП с 2008 г. проводятся работы по выводу из эксплуатации ядерной установки ПКС СО-2М института. Разработан и выполнен проект производства работ на демонтаж активной зоны подкритического стенда СО-2М. Разработаны технические предложения и подготовлена необходимая документация для транспортировки активной зоны установки, выбран транспортный упаковочный комплект ТУК-69.

На основании проведенных исследований выбран вариант вывода из эксплуатации – демонтаж согласно разработанной принципиальной программе вывода из эксплуатации ИЯУ СО-2М на период 2008–2011 гг.

Пункт хранения ядерных материалов – центральное хранилище СХТК. Рудный склад (корп. 26) – пункт хранения радиоактивных веществ, ядерных материалов и РАО

С 2008 г. в рамках ФЦП проводятся работы по модернизации ядерно и радиационно опасных объектов. Проведены подготовительные работы для модернизации систем обеспечения ядерной и радиационной безопасности в спецхранилище ядерных материалов СХТК. Проведено КИРО рабочих помещений, основного и вспомога-

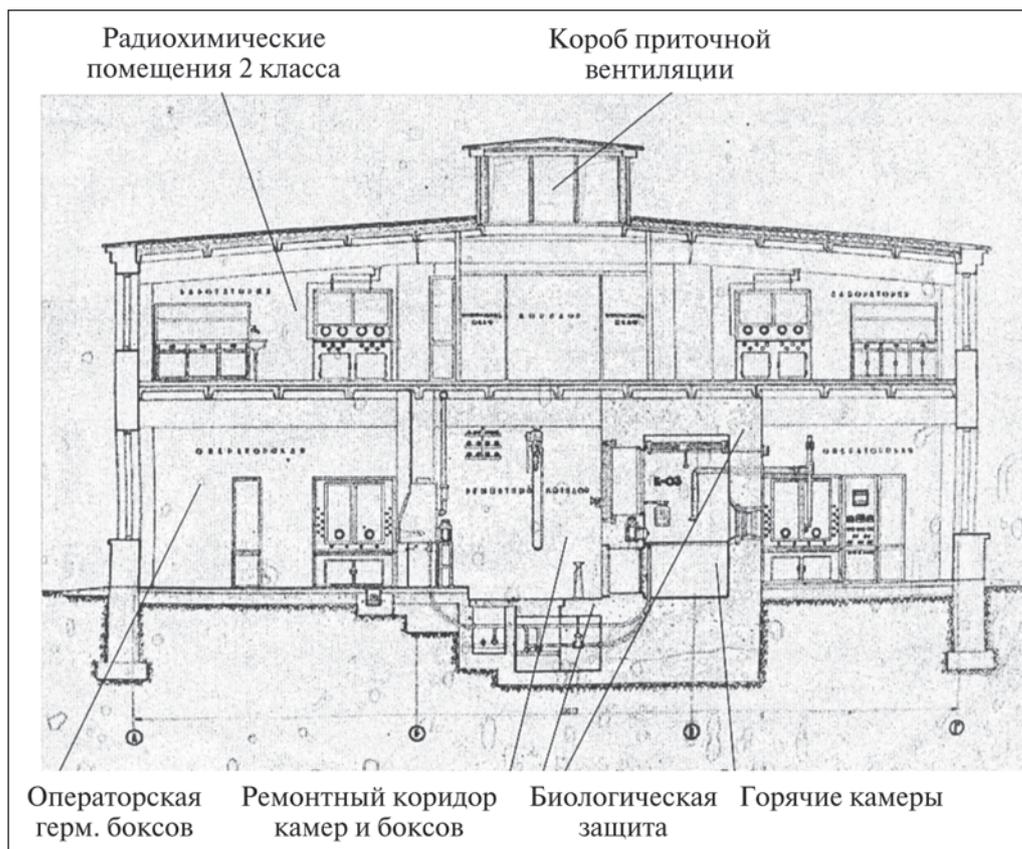


Рис. 8.3.5. Сечение радиохимического корпуса. Показано расположение основных конструкций, укрупненных и опытных установок, наиболее радиационно опасных коммуникаций и биологической защиты на 1 и 2 этажах корпуса

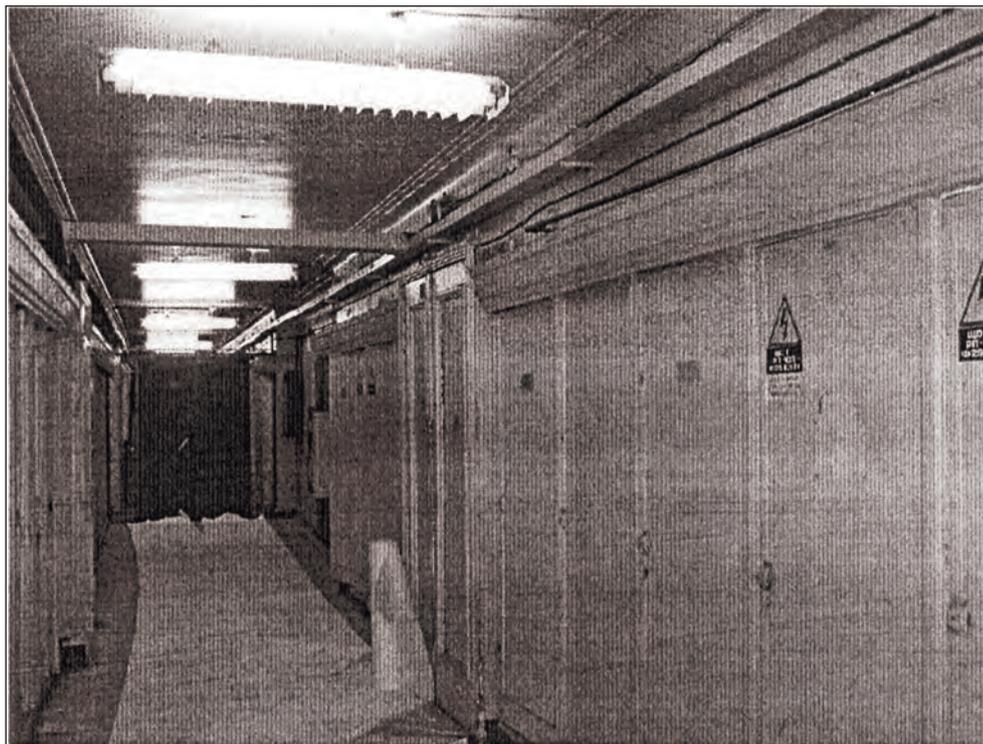


Рис. 8.3.6. Радиохимический отсек корпуса № 2

тельного технологического оборудования, трубопроводов и арматуры и систем обслуживания спецхранилища СХТК, элементов действующего технологического оборудования и инженерно-технических систем обеспечения эксплуатации спецхранилища. Разработан перечень необходимой разрешительной, научно-технической и проектной, а также нормативной документации в объеме, достаточном для безопасного проведения работ. Выполнены подготовительные мероприятия, необходимые для начала работ по модернизации спецхранилища. Проведены обследование и ревизия технических средств хранения ядерных материалов, оборудования обеспечения ядерной безопасности (насосов, дренажной системы, средств пожаротушения), существующей системы спецканализации в спецхранилище.

Опытная экспериментальная установка – пункт сбора, обработки и хранения РАО. Рудный полигон (корп. 33) – пункт хранения радиоактивных веществ. Опытный химико-технологический завод

В рамках ФЦП с 2008 г. проводятся работы по реабилитации производственных площадей и загрязненных участков территорий с переработкой и вывозом РАО института.

Первым из объектов реабилитации производственных площадей института была выбрана опытная экспериментальная установка (ОЭУ) в связи с:

- первоочередной необходимостью ее использования для нужд института;
- наличием разнообразных типичных объектов, подлежащих дезактивации и реабилитации, на которых могут быть разработаны и использованы в дальнейшей практике различные методы удаления и утилизации радионуклидов.

Продолжаются работы по мероприятию «**Реабилитация производственных площадей и загрязненных участков территории с переработкой и вывозом радиоактивных отходов**»:

- проведено обследование порядка 200 производственных помещений института общей площадью около 5633,4 м²;
- проведено комплексное инженерно-радиационное обследование опытной экспериментальной установки;
- разработана программа проведения реабилитационных работ ОЭУ;
- разработан проект реконструкции ОЭУ – участка по переработке ЖРО и ТРО в состояние, пригодное для отправки в специализированные организации в соответствии с требованиями СПОРО-2002.

Список литературы к главе 8

1. Козырев А.С., Рябов А.С., Семенов Е.Н. и др. Распределение радионуклидов и стабильных элементов после засыпки местным грунтом открытого хранилища жидких радиоактивных отходов // Тезисы докладов четвертой Российской конференции по радиохимии, г. Озерск, 20–25 октября 2003 г. С. 212.
2. Рыбальченко А.И., Пименов М.К., Костин П.П. и др. Глубинное захоронение жидких радиоактивных отходов. М.: ИздАт, 1994. 256 с.
3. ТЭО «Реабилитация территории ПЛК промплощадки № 1». Инв. № 195-1441. Красноярск, 1995 г.
4. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности НП-055-04. М.: Минатом, 2004.

ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ
И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

Том 1

Подписано в печать 03.08.12. Формат 60×84/8. Печать офсетная.
Усл.-печ. л. 44,5. Тираж 300 экз.

ОАО «ЭНЕРГОПРОМАНАЛИТИКА»
119017, Москва, Пыжевский пер., д. 6