

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ»

Н.С. Пронкин, Р.Б. Шарафутдинов, В.И. Савандер

**ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ
ХРАНИЛИЩ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ
ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА**

Под редакцией Н.С. Пронкина

*Рекомендовано УМО «Ядерные физика и технологии»
в качестве учебного пособия
для студентов высших учебных заведений*

Москва 2011

УДК 621.032.743(075)
ББК 31.4я7
П81

Пронкин Н.С., Шарафутдинов Р.Б., Савандер В.И. **Обеспечение безопасности хранилищ радиоактивных отходов предприятий ядерного топливного цикла: Учебное пособие** / Под ред. Н.С. Пронкина. М.: НИЯУ МИФИ, 2011. 232 с.

Рассматривается состояние обращения с РАО на предприятиях ядерного топливного цикла (ПЯТЦ) России, в том числе: хранение жидких РАО в емкостях-хранилищах, открытых водоемах-хранилищах, хвостохранилищах, приповерхностных хранилищах твердых РАО, а также захоронении жидких РАО в глубокие пласты-коллекторы. Анализируется обеспечение безопасности, и приводятся мероприятия, осуществляемые ПЯТЦ по снижению влияния вредного воздействия РАО на персонал, население и окружающую среду. Большое внимание уделяется анализу обеспечения безопасности при обращении с РАО за рубежом, а также перспективы решения проблем захоронения высокоактивных РАО.

Для специалистов ядерно-энергетического комплекса России, занимающихся вопросами обеспечения безопасности при обращении с РАО.

Для студентов высших учебных заведений, обучающихся по специальности 140305 «Ядерные реакторы и энергетические установки», а также специалистов техники и технологий, связанных с обращением с РАО и захоронением промышленных отходов. Представляет интерес для широкого круга читателей, интересующихся проблемами обеспечения безопасности в атомной энергетике.

Пособие подготовлено в рамках Программы создания и развития НИЯУ МИФИ.

Рецензент канд. физ.-мат. наук, доц. В.Ф.Украинцев

ISBN 978–5–7262–1557–0

© Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2011

Редактор Е.К. Коцарева

Оригинал-макет подготовлен Н.С. Пронкиным

Подписано в печать 15.11.2011. Формат 60х84 1/16

Печ. л. 15,75. Уч.-изд. л. 15,75. Тираж 100 экз.

Изд. № 1/8. Заказ № 62.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».
115409, Москва, Каширское шоссе, 31

ООО «Полиграфический комплекс «Курчатовский».
144000, Московская область, г. Электросталь, ул. Красная, д. 42

ОГЛАВЛЕНИЕ

Введение	5
Глава 1. Общая характеристика обращения с РАО на ПЯТЦ	10
1.1. Ядерный топливный цикл	10
1.2. Общая характеристика накопленных РАО	15
1.3. Классификация хранилищ и пунктов захоронения РАО ПЯТЦ	17
1.4. Хранилища РАО как объекты ядерного топливного цикла	19
Задания и вопросы для самоконтроля	23
Глава 2. Емкости-хранилища жидких средне- и высокоактивных отходов	24
2.1. Источники РАО для заполнения емкостей-хранилищ	24
2.2. Проблемы безопасности при хранении ЖРО в емкостях-хранилищах	29
2.3. Хранение жидких высокоактивных отходов в США	31
2.4. Емкости-хранилища высоко- и среднеактивных отходов в России	37
2.5. Меры по поддержанию безопасности. Аварии	40
2.6. Хранилища отвержденных высокоактивных отходов	48
Задания и вопросы для самоконтроля	51
Глава 3. Поверхностные водоемы-хранилища жидких РАО	52
3.1. Общая характеристика водоемов-хранилищ	52
3.2. Поверхностные водоемы-хранилища ПО «Маяк»	56
3.2.1. Характеристика водоемов-хранилищ	56
3.2.2. Загрязнение территории	67
3.2.3. Деятельность предприятия по повышению безопасности и реабилитации территорий	75
3.3. Поверхностные водоемы-хранилища СХК	79
3.4. Поверхностные водоемы-хранилища ГХК	84
3.5. Общая характеристика мер по повышению безопасности эксплуатации водоемов-хранилищ	88
Задания и вопросы для самоконтроля	94
Глава 4. Полигоны глубинного захоронения жидких РАО	95
4.1. Общие сведения	95
4.2. Научно-технические требования к характеристикам полигонов	97
4.3. Опасности, создаваемые полигонами глубинных захоронений жидких отходов	104
4.4. Инженерные сооружения полигонов	107
4.5. Характеристики эксплуатируемых полигонов глубинного захоронения жидких РАО	110
4.5.1. Полигон глубинного захоронения жидких отходов СХК	111
4.5.2. Полигон глубинного захоронения жидких отходов «Северный» ГХК	116

4.5.3. Полигон (площадка) глубинного захоронения жидких отходов НИИАР	119
4.6. Обеспечение безопасности ПГЗ ЖРО	121
Задания и вопросы для самоконтроля	125
Глава 5. Хвостохранилища радиоактивных отходов	126
5.1. Общие сведения	126
5.2. Опасности, создаваемые хвостохранилищами	130
5.3. Хвостохранилища предприятий ядерного топливного цикла	135
5.4. Обеспечение безопасности хвостохранилищ	143
5.4.1. Опыт отечественных предприятий при эксплуатации и закрытии хвостохранилищ	143
5.4.2. Опыт зарубежных предприятий	149
Задания и вопросы для самоконтроля	155
Глава 6. Хранилища (пункты захоронения) твердых РАО	156
6.1. Общие сведения и положения	156
6.2. Опасности, создаваемые ХТРО	157
6.3. Характеристики ХТРО	161
6.3.1. Хранилища предприятий ядерного топливного цикла	162
6.3.2. Хранилища системы спецкомбинатов «Радон»	166
6.4. Обеспечение безопасности ХТРО	169
Задания и вопросы для самоконтроля	173
Глава 7. Современные подходы к проблемам обращения с РАО	174
7.1. Общий подход	174
7.2. Отходы очень низкой удельной активности	175
7.3. Отходы низкой и средней удельной активности	177
7.4. Отходы средней и высокой удельной активности, содержащие долгоживущие радионуклиды	182
7.5. Подготовка высокоактивных отходов к захоронению	199
7.6. Об оценке безопасности хранилищ РАО	202
Задания и вопросы для самоконтроля	209
Приложение 1. Классификация РАО	210
Приложение 2. Перечень способов переработки РАО, применяемых на ПЯТЦ и комбинатах «Радон»	216
Приложение 3. Концепция глубокоэшелонированной защиты	218
Приложение 4. Ряды распад радионуклидов урана-235 и урана-238	220
Список литературы	221
Указатель сокращений	231

*«...Как непоправимо загрязнялись р. Теча и другие чистейшие, богатные
водоемы Южного Урала, любимые места отдыха и туризма,
вследствие сбросов в них жидких отходов радиохимических производств
и какой урон нанесен прилегающей к р. Теча территории....*

*А сроки поджимали. Спецкомитет, ПГУ и
сам И.В. Курчатов торопили: скорей, скорей.
Монополию США на ядерное оружие необходимо
было ликвидировать как можно быстрее....»*

В.Н. Михайлов. «Создание первой советской ядерной
бомбы», М., Энергоатомиздат, 1995 г.

ВВЕДЕНИЕ

Радиоактивные отходы (РАО) – не предназначенные для дальнейшего использования вещества в любом агрегатном состоянии, в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные Нормами и Основными правилами обеспечения радиационной безопасности (НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010).

Образование РАО сопровождает всю деятельность объектов использования атомной энергии (ИАЭ). Номенклатура РАО чрезвычайно широка. РАО образуются при изготовлении ядерного топлива, в процессе его радиохимической переработки, при утилизации приборов и установок, использующих источники ионизирующих излучений, при выводе из эксплуатации объектов атомной техники и т.д. В странах, где принят разомкнутый ядерный топливный цикл, отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) также относят к РАО и обращаются с ним так же как с высокоактивными отходами (ВАО). Конечным и самым продолжительным этапом обращения с РАО¹ является помещение их в пункты хранения (хранилища) или пункты захоронения РАО (ПЗРО)².

¹ *Обращение с радиоактивными отходами (radioactive waste management)* – все виды деятельности, связанные со сбором, транспортированием, переработкой, хранением и (или) захоронением радиоактивных отходов.

² *Хранилища РАО* – объекты, предназначенные для хранения или захоронения РАО (ст.3 ФЗ «Об использовании атомной энергии») [2].

В настоящее время в России накоплено около $7 \cdot 10^{19}$ Бк РАО [1] различных видов. Причем более 95 % – это отходы предприятий ядерного топливного цикла (ПЯТЦ) как по активности, так и по объему.

В процессе выполнения оборонных программ в 60-70 годы прошлого столетия жидкие РАО сбрасывались в отрытые естественные и искусственные водоемы, реки, закачивались в глубокие геологические формации. Твердые РАО размещались в траншеи, овраги, ямы, естественные и искусственные углубления. Решая в первую очередь задачи по созданию нового оружия, в те годы не очень заботились об уровне радиационного воздействия хранилищ РАО на людей и окружающую среду в настоящем и будущем. Современный подход к обращению с РАО не допускает перекладывание существующих проблем на плечи будущих поколений.

В результате на ПЯТЦ скопилось огромное количество РАО и наиболее опасных из них жидких РАО. Жидкие РАО размещены в открытых водоемах-хранилищах (около 300 млн.Ки), емкостях-хранилищах (около 600 млн.Ки), реках и хвостохранилищах. Однако пристальное внимание к объектам хранения РАО на ПЯТЦ связано не только с огромными объемами РАО, хранящимися на ПЯТЦ, но и с тем, что две наиболее крупные аварии со значительным загрязнением окружающей среды (Восточно-Уральский след) произошли на хранилищах жидких ВАО и САО (1957 и 1967 гг.).

Понятно, что без успешного решения проблемы обращения с РАО невозможно дальнейшее поступательное развитие атомной промышленности в России. За последнее время в стране проделана большая работа по приведению в соответствие нормативной базы по обращению с РАО и с состоянием хранилищ РАО прошлой деятельности ПЯТЦ. С целью присоединения России к международным требованиям и подходам к обращению с РАО в 2005 г. Россией ратифицирована «Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами» [3] (далее – Объединенная конвенция). Необходимо отметить, что положения Объединенной конвенции также касаются установок и практической деятельности государств в прошлом и, прежде всего РАО, накопленных в результате предыдущей деятельности (ст.12).

Для сокращения разрыва в уровне нормативного регулирования между Россией и странами-членами МАГАТЭ, а также решения ряда других неотложных проблем при обращении с РАО в России, в период с 1996 по 2005 гг. были успешно проведены работы по ФЦП «Обращение с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 1996-2005 годы». Значительным результатом этой Программы явилась разработка системы нормативных документов по обращению с РАО для объектов ИАЭ³.

В 2007 г. Правительством РФ утверждена Концепция ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года», определяющая основные цели, задачи, организацию управления и финансы по решению проблемы обеспечения безопасности при обращении с РАО на ближайшее время [4].

В настоящее время разработан проект ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами». Принятие этого закона позволит перевести в правовое поле все вопросы обращения с РАО, которые сейчас часто решаются ведомственными нормативными актами. Кроме того, предлагаемый законопроект является логическим развитием международных обязательств, принятых на себя Россией.

В последние годы на всех предприятиях и в организациях России, имеющих РАО, проводится работа по совершенствованию системы обращения с РАО в соответствии с действующими нормативными документами по безопасности. Имеется определенный опыт успешного решения ряда проблем по обращению с РАО, который позволяет систематизировать вопросы, касающиеся безопасности обращения с РАО в России.

Проблемы обеспечения безопасности хранилищ РАО на ПЯТЦ, являющиеся самыми значительными радиационными источниками влияния РАО на население и окружающую среду, рассматривались в периодических изданиях (журналы «Атомная энергия», «Атомная техника за рубежом», «Вопросы радиационной безопасности», «Безопасность окружающей среды», «Ядерная и радиационная безопасность», «Горный журнал» и др.) и в книгах [5]–[12]. На-

³ Полный перечень нормативных документов по регулированию ядерной и радиационной безопасности приводится в журнале Ростехнадзора «Ядерная и радиационная безопасность». Перечень постоянно обновляется.

стоящая работа ставит своей целью представить материал по опасностям, создаваемым конкретными хранилищами жидких и твердых РАО, в комплексе, анализируя последствия возможных нарушений и мероприятия, которые предусматривают эксплуатирующие организации для обеспечения безопасности их эксплуатации. Ряд существующих хранилищ, например водоемы-хранилища, составляют часть производственного цикла РХП и их немедленная ликвидация невозможна без остановки производства. С другой стороны, сохранение хранилищ в прежнем состоянии является грубым нарушением ряда нормативно-правовых актов РФ и положений Объединенной конвенции. В книге рассматриваются планы эксплуатирующих организаций по разрешению этой проблемы в свете выполнения ФЦП и опыта, имеющегося за рубежом.

Значительное внимание уделено сравнению состояний с хранением и захоронением РАО в России и в других странах. Большое внимание уделено современным технологиям по подготовке РАО к захоронению и особенно – проблемам захоронения высокоактивных и среднеактивных РАО, содержащих долгоживущие радионуклиды.

Пособие содержит семь глав.

Первая глава посвящена представлению общих характеристик РАО, образуемых на ПЯТЦ от добычи урановой руды, ее концентрировании, изготовлении тепловыделяющих элементов до радиохимической переработки ОЯТ. Приводятся данные и их анализ по накопленным в результате прошлой деятельности жидких и твердых РАО; предлагается классификация хранилищ.

В последующих главах (главы 2 – 6) последовательно анализируется обеспечение безопасности хранения жидких ВАО и САО в емкостях-хранилищах, жидких САО и НАО в открытых водоемах-хранилищах, твердых РАО в приповерхностных хранилищах, жидких и твердых НАО в хвостохранилищах и обеспечение безопасности захоронения жидких ВАО, САО и НАО в глубокие пласты-коллекторы.

Особое место занимает глава 7, в которой анализируются современные подходы к проблемам обращения с РАО и, особенно, к проблеме захоронения ВАО и САО с долгоживущими радионуклидами. Рассматриваются также глобальная проблема оценки безопасности хранилищ. Эта оценка особенно необходима при проек-

тировании новых хранилищ и при эксплуатации хранилищ РАО прошлой деятельности предприятий.

В приложениях приводятся сведения, позволяющие лучше усвоить основной материал (приложения 1-4). В частности, в приложении 1 приводятся классификация РАО, используемая в России, и классификация РАО, рекомендованная МАГАТЭ. Поскольку материал охватывает большой и многоплановый пласт деятельности, связанной с обращением с РАО, то в книге используется много терминов. Для удобства определение терминов приводится по мере изложения материала и при его первом упоминании (появлении) в тексте термин (определение) выделен курсивом.

Авторы признательны д-ру техн. наук, профессору, ведущему научному сотруднику ОАО «ВНИПИпромтехнологии» И.Ю.Шишицу, Вице-президенту Ассоциации Медицинских физиков России, д-ру техн. наук, профессору, заведующему лабораторией разработок, экспертизы и испытаний радиационной медицинской техники ВНИИИМТ Н.Н. Блинову, канд. техн. наук, начальнику отдела по учету, контролю, физической защите и нераспространению ядерных материалов НТЦ ЯРБ (1998-2009гг.) Н.Ф. Андриюшину, взявшими на себя нелегкий труд прочтения книги и высказавшим ряд полезных замечаний по её структуре и содержанию.

Авторы благодарны также канд. техн. наук, О.Л. Масанову (ВНИИНМ им. А.А. Бочвара), В.П. Терентьеву (ВНИИТФА) за прочтение и обсуждение материалов глав рукописи, послуживших значительному улучшению содержания книги за счет выявления неточностей и ошибок.

Авторы будут признательны всем приславшим свои замечания и предложения как по содержанию книги, так и по проблемам, связанным с обеспечением безопасности хранилищ и обращением с РАО на ПЯТЦ.

Глава 1. ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ОБРАЩЕНИЯ С РАО НА ПЯТЦ

1.1. Ядерный топливный цикл

Основой всей атомной промышленности являются ПЯТЦ. На них создается основная продукция как народнохозяйственного, так и военного назначения. Для того чтобы в дальнейшем были понятны источники образования и характеристики РАО, рассмотрим кратко *топливный цикл на обогащенном уране*, основной продукцией которого является топливо для легководных реакторов, широко используемых в нашей стране для получения электроэнергии

Примечание. В ядерной энергетике выделяют четыре типа ядерных топливных цикла [5]: на природном уране, на обогащенном уране, уран-ториевый и плутоно-урановый. Последние два цикла основаны на использовании искусственных изотопов урана-233 и плутония-239, которые получают при нейтронном облучении тория-232 и урана-238 соответственно. Эти циклы имеют свои технологические особенности переработки атомного сырья и продуктов. Поэтому РАО каждого из этих циклов имеют свою специфику.

Топливный цикл на обогащенном уране начинается с добычи руды, которая обладает повышенным содержанием урана (выше 0,03 %). В результате переработки рудного сырья в готовую продукцию (концентрат закись-окись урана U_3O_8) извлекается не менее 99,2 % урана. Готовая продукция содержит уран в соотношении: 99,28 % урана-238, 0,713 % урана-235 и 0,548 % урана-234. Поскольку концентрация урана в руде довольно низка, то отвалы – твердые отходы этого производства составляют по объему почти 100 % добываемой руды.

Далее из концентрата урана производится гексафторид урана (UF_6) естественного (природного) обогащения. В отличие от предыдущих продуктов (руды, концентрата) гексафторид урана является легколетучим газом. Перевод урана в подобное соединение обусловлено возможностью применения более производительного и удобного способа разделения изотопов урана.

На изотопно-разделительных заводах производится обогащение гексафторида урана до необходимой степени обогащения по урану-235, используя, в качестве основного на заводах России, газоцентрибежного способа разделения изотопов. Для энергетических лег-

ководных реакторов уровень обогащения составляет от 1,6 до 4,4 % [13]. В настоящее время в результате обогащения на разделительных заводах скопилось большое количество гексафторида урана с низкой концентрацией урана-235, так называемый отвальный гексафторид урана с концентрацией урана-235 менее 0,1 - 0,3 %, который находится на временном хранении, поскольку пока не представляет собой, с точки зрения экономической целесообразности, продукт⁴.

Обогащенный гексафторид урана поступает на заводы по изготовлению ядерного топлива. Для получения керамических таблеток уранового топлива легководяных реакторов гексафторид урана переводят в порошок диоксида урана (UO_2), из которого по специальной технологии, изготавливают методом спекания таблетки ядерного топлива. В зависимости от типа реактора и места расположения таблеток в оболочке, они имеют некоторые конструктивные особенности.

Примечание. Например, таблетки для реакторов ВВЭР-1000 имеют наружный диаметр 7,57 мм, высоту 20 мм, центральное отверстие 2,35 мм, фаски. В процессе работы топливо распухает, поэтому делается запас на увеличение его объема наружу и внутрь (отверстие в центре таблетки). Плотность керамического топлива может иметь значения от 9,4 до 10,8 г/см³, в зависимости от технологии уплотнения (прессования), исходного материала и режима спекания. В реакторах ВВЭР обычно используются таблетки с плотностью от 10,4 до 10,7 г/см³ [13].

На этих же предприятиях производится загрузка таблеток в циркониевую оболочку (трубку) для формирования (комплектации) топливного столба тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ). ТВЭЛы собираются в тепловыделяющиеся сборки (ТВС), количество ТВЭЛов в которых определяется типом реактора.

Тепловыделяющие сборки после поступления на АЭС загружаются в активную зону реактора, где в течение 2-3 лет используются по своему прямому назначению. После выработки своего технического (назначенного) ресурса отработавшие ТВС изымаются из активной зоны реактора и размещаются для уменьшения активности в приреакторные (пристанционные) бассейны выдержки сроком на 3-5 лет.

⁴ В настоящее время имеются успешные разработки использования низкообогащенного урана, смешивая его с высокообогащенным.

При замкнутом ядерном топливном цикле ОЯТ после выдержки должно поступать для его переработки на РХП, для извлечения накопленного в процессе работы реактора плутония, урана, а также других ценных для промышленности радионуклидов.

При разомкнутом ядерном топливном цикле не предполагается какая-либо переработка ОЯТ. Концепция долговременного сухого хранения ОЯТ после выгрузки его из пристанционный хранилища в настоящее время принята во многих странах мира. Причем отложенное решение по обращению с ОЯТ не исключает его последующей переработки с целью извлечения полезных компонентов.

Предприятия ядерного топливного цикла. Ядерный топливный цикл РФ включает следующие предприятия [5]:

1. Горнодобывающие и перерабатывающие руду предприятия

В России в настоящее время имеется одно предприятие, обеспечивающее производство концентрата урана в промышленных масштабах. Это ОАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение», расположенное в городе Краснокаменске Читинской области.

В стадии разработки и подготовки к промышленному производству находятся ОАО «Малышевское рудоуправление» (г. Асбест Свердловской области), ОАО «Далур» (Курганская обл.) и ОАО «Хиагда» (республика Бурятия), а также ЗАО «Лунное» (Якутия).

Заметим, что в результате распада СССР свыше 70 % сырьевой базы урана остались в других странах СНГ: в Казахстане, Узбекистане, Украине.

2. Изотопно-разделительные предприятия

ОАО «Уральский электрохимический комбинат» (г. Новоуральск Свердловской области).

ОАО «Сибирский химический комбинат» (г. Северск Томской области). Кроме изотопно-разделительного завода на комбинате имеются также следующие заводы топливного цикла: реакторный, радиохимический по переработке топлива промышленных реакторов, сублиматный по производству гексафторида урана и химико-металлургический.

ОАО «Ангарский электролизный химический комбинат» (г. Ангарск Иркутской области). Кроме изотопно-разделительного завода на комбинате имеется сублиматный завод по производству гексафторида урана.

ОАО «Электрохимический завод» (г. Зеленогорск Красноярской области).

3. Циркониевый завод

ОАО «Чепецкий механический завод» (г. Глазов, Удмуртия) специализируется на производстве циркониевого проката, оболочек твэлов, комплектующих элементов и ТВС из циркониевых сплавов. На заводе выпускается также продукция на основе природного урана (металлический уран, оксид урана, тетрафторид урана).

4. Заводы по производству тепловыделяющих элементов и сборок

ОАО «Электростальский машиностроительный завод» (г. Электросталь Московской области).

ОАО «Новосибирский завод химических концентратов» (г. Новосибирск).

5. Комбинаты по хранению и переработке ОЯТ

ОАО «ПО «Маяк» (г. Озерск Челябинской области). На комбинате кроме завода по радиохимической переработке ОЯТ имеются также заводы: по производству радиоактивных изотопов, два реакторных завода (один из реакторов в настоящее время остановлен), металлургический завод.

ОАО «Горно-химический комбинат» (г. Железногорск Красноярской области). Кроме радиохимического завода, перерабатывающего топливо промышленных реакторов, на комбинате имеются: централизованное хранилище ОЯТ реакторов ВВЭР-1000, строящееся сухое хранилище для ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000.

6. Научно-исследовательские организации (институты)

В Российской Федерации существует ряд научно-исследовательских институтов, осуществляющих научную и практическую поддержку ПЯТЦ на всех его этапах, работающих над совершенствованием технологий и созданий новых типов тепловыделяющих элементов и сборок, исследующих причины разрушений тепловыделяющих элементов и т.д. Это: ГНЦ РФ Научно-исследовательский институт атомных реакторов им. В.И. Ленина (НИИАР, г. Дмитровград), Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А.А. Бочвара (ВНИИНМ, г. Москва), Всероссийский научно-

исследовательский институт химической технологии (ВНИИХТ, г.Москва), ГНЦ РФ Физико-энергетический институт (ФЭИ, г.Обнинск) и др.

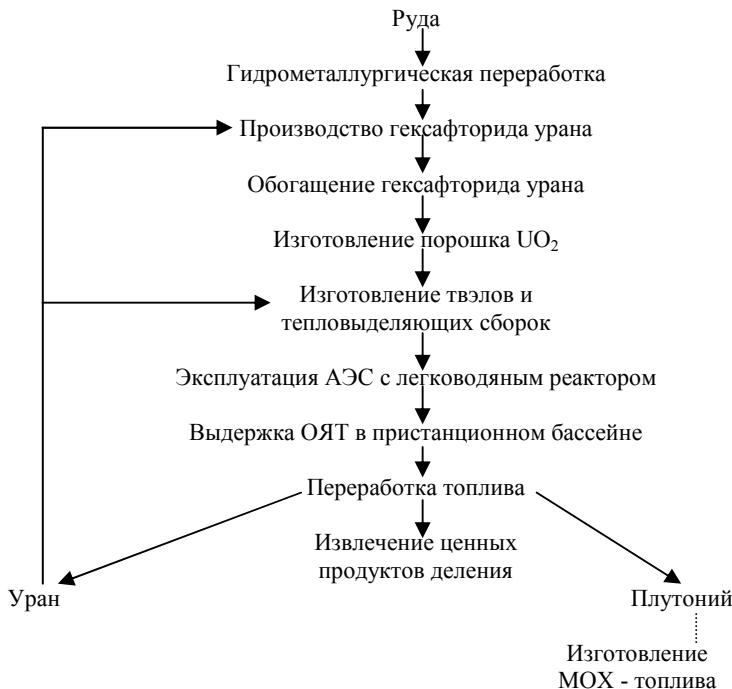


Рис.1.1.1. Схема замкнутого топливного цикла на обогащенном уране

На рис 1.1 приведена схема топливного цикла на обогащенном уране. На каждом этапе топливного цикла образуются, как правило, РАО всех типов (ТРО, ЖРО, ГРО), объем и состав которых определяется этапом и видом производимого топлива. Подробный системный анализ видов образуемых РАО на ПЯТЦ, способы обращения ними, а также принимаемые решения по обращению с РАО, представлены в работе [14].

1.2. Общая характеристика накопленных РАО

Несмотря на большое количество установок по переработке РАО, находящихся в эксплуатации (приложение 2), на промышленных площадках многих предприятий скопилось огромное количество не переработанных РАО, особенно ЖРО, и РАО, находящихся на долговременном хранении. Это обусловлено последствиями гонки ядерного вооружения в 50-70 годы. В этот период перед СССР стояла задача по скорейшей ликвидации отставания по созданию и производству ядерного вооружения. В августе 1949 г. после проведения первого испытания на Семипалатинском полигоне отечественной атомной бомбы на основе плутония такой разрыв фактически был устранен. К этому моменту в стране были заложены основы атомной промышленности и пущены в эксплуатацию промышленный реактор для наработки плутония, радиохимический завод по выделению плутония из блочков промышленного реактора, завод по обогащению урана-235 и др. [15]. К сожалению, на этом этапе недостаточно внимания уделялось вопросам обеспечения безопасности обращения с РАО, особенно на длительный период времени. Отметим, что в подобной ситуации находилась и промышленность США [16]. Кроме того, в то время мировым сообществом еще не были осознаны опасности, которые может принести долговременное хранение не переработанных РАО ПЯТЦ и не были выработаны принципы и критерии по безопасному обращению с РАО, их хранению и захоронению [17].

В табл. 1.1 приведены сравнительные данные о РАО, образованных на объектах ИАЭ а также места их размещения [1], [18], [25], [29].

В России по данным Национального доклада [1], представленного РФ в МАГАТЭ в 2008 году, на временном хранении находилось более 476 млн.м³ ($4,37 \cdot 10^{19}$ Бк) жидких РАО и 82 млн. т ($1,68 \cdot 10^{19}$ Бк) твердых РАО. Причем темпы образования РАО довольно велики. По данным того же доклада, среднегодовое образование РАО (за последние три года) составляют:

– 4,0 млн.м³ ЖРО суммарной активностью $1,7 \cdot 10^{18}$ Бк, из них НАО 94,0 % общего объема с активностью $5,7 \cdot 10^{14}$ Бк, САО 5,65 % – $3,0 \cdot 10^{17}$ Бк и ВАО 0,35 % – $1,33 \cdot 10^{18}$ Бк;

– более 1млн.т ТРО, из которых 99,2 % по массе – НАО рудного производства с суммарной активностью $2,23 \cdot 10^{14}$ Бк или 0,6% по активности от всех образующихся ТРО.

Таблица 1.1

Данные по накопленным РАО на ПЯТЦ

Источник РАО	Вид РАО	Объем, м ³	Актив-ность, Бк	Место размещения
Добыча и переработка руд. Обогащение урана и производство твэлов	Шламы и отвалы горных пород с естественными радионуклидами, ЖРО и ТРО с естественными радионуклидами (НАО)	$7,7 \cdot 10^7$	$5,7 \cdot 10^{15}$	Открытые хвостохранилища и площадки на предприятиях
Радиохимические предприятия	Жидкие ВАО и САО	-	$(2,0-3,7) \cdot 10^{19}$	Емкостяхранилища
	Жидкие САО и НАО	$4,0 \cdot 10^8$	$1,0 \cdot 10^{19}$	Водоемы-хранилища, ПГЗ ЖРО
		$5,0 \cdot 10^7$	$3,7 \cdot 10^{19}$	
	Остеклованные ВАО	—	$1,6 \cdot 10^{19}$	Хранилища «ПО «Маяк»
	ТРО всех категорий	—	$2,0 \cdot 10^{18}$	Могильники ТРО

Примечания к таблице 1.1:

1. Данные по активности и количеству РАО, не являются достаточно точными, поскольку изменяются со временем из-за работы предприятий и из-за распада радионуклидов. Кроме того, изначальные сведения о количестве РАО и их активности нельзя считать достаточно верными.

Например в пласты-коллекторы ПГЗ ЖРО, которые начали эксплуатироваться в начале 60-х годов, удалено более 50 млн. м³ ЖРО, содержащих около 2,5 млрд Ки главным образом продуктов деления урана с периодом полураспада менее 30 лет. Содержание долгоживущих радионуклидов (плутоний, нептуний, уран) в закаченных растворах более чем 10^5 раз меньше, чем короткоживущих продуктов деления. Поэтому в результате радиоактивного распада первоначальная активность захороненных ЖРО значительно уменьшилась и в настоящее время оценивается величиной порядка 1,0 млрд. Ки ($3,7 \cdot 10^{19}$ Бк).

2. В таблицу вошли данные по активности и объему также ЖРО водоемов, которые в настоящее время выведены из эксплуатации (СХК, ГХК) либо закрыты частично (ПО «Маяк»). Эти водоемы стали местами захоронения РАО.

Кроме того, в результате переработки высокоактивных ЖРО на ПО «Маяк» в среднем за год вторично образуется около 600 тонн остеклованных отходов, суммарная активность которых составляет порядка $1,38 \cdot 10^{18}$ Бк.

Основная доля РАО по активности (более 90 %) приходится на предприятия подведомственных Росатому, основными источниками образования и поступления которых являются ПЯТЦ и АЭС. Для предприятий Росатома большая часть объема ЖРО находится на трех предприятиях: ПО «Маяк», СХК и ГХК (почти 98 %).

Определяющая роль в образовании РАО, обусловлена РХП, поскольку в результате использования на них жидкостных технологий при переработки 1 т (по урану) энергетического ОЯТ образуется около 10 м^3 высокоактивных, 190 м^3 среднеактивных и 3000 м^3 низкоактивных ЖРО (в среднем).

1.3. Классификация хранилищ и пунктов захоронения РАО ПЯТЦ

Основные объемы РАО размещены в 43 регионах РФ на 136 предприятиях в 1466 пунктах временного хранения и в 3 пунктах захоронения в глубоких геологических формациях [1].

Как уже отмечалось выше, подавляющая часть РАО как по объему, так и по активности накоплен на ПЯТЦ, которые хранятся в наземных бетонных емкостях, в промышленных водоемах-хранилищах естественного и искусственного происхождения, в хвостохранилищах предприятий, в котлованах естественного происхождения и оборудованных разного типа барьерами, в траншеях и т.д. Большая часть этих отходов не подготовлена для надежного, безопасного и долговременного хранения, и поэтому может представлять угрозу для окружающей среды.

Для облегчения дальнейшего анализа уровня безопасности, создаваемого хранилищами и пунктами захоронения РАО ПЯТЦ, проведем разделение их на группы, основываясь при этом на существенном различии в конструктивно-технологических признаках хра-

нилищ и ПЗРО. Эта «естественная» классификация, основанная на общности проблем обеспечения безопасности их эксплуатации, может быть представлена следующим образом:

- емкости-хранилища жидких РАО;
- поверхностные (открытые) водоемы-хранилища жидких РАО;
- полигоны глубинного захоронения жидких РАО (ПГЗ ЖРО);
- хвостохранилища;
- хранилища твердых РАО (ХТРО);

Подобная классификация нашла свое отражение в нормативных документах Ростехнадзора [19]-[21]. Приведем определения этих групп хранилищ РАО и ПЗРО.

Емкости-хранилища – стационарные емкости, предназначенные для временного (с намерением последующего извлечения) хранения средне- и высокоактивных жидких РАО, обеспечивающие защиту от радиации и изоляцию ЖРО и располагающиеся в пределах определенной проектом объекта ИАЭ территории.

Поверхностный водоем-хранилище жидких РАО – стационарное сооружение открытого типа, предназначенное для сбора и хранения низко- и среднеактивных жидких РАО и располагающиеся в пределах определенной проектом объекта ИАЭ территории.

Полигон глубинного захоронения жидких РАО – природно-техническая система, предназначенная для захоронения ЖРО, располагающаяся в пределах определенной проектом территории, включающая участок недр – поглощающий горизонт (пласт-коллектор), находящийся в пределах горного отвода, и комплекс сооружений, систем и оборудования, предназначенных для обращения с ЖРО.

Хвостохранилище – стационарное сооружение открытого типа, предназначенное для сбора и хранения низкоактивных жидких или твердых РАО и располагающееся в пределах определенной проектом объекта ИАЭ территории.

Отметим, что определения водоемов-хранилищ и хвостохранилищ различаются только удельной активностью РАО (категориями РАО), которые хранятся в хранилищах: в водоемах-хранилищах средне- и низкоактивные РАО, а в хвостохранилищах – низкоактивные РАО.

В соответствии с этим определением пульпохранилища и шламоотстойники должны относиться к хвостохранилищам. Однако

эксплуатирующие организации относят указанные объекты, как правило, к водоемам-хранилищам (в соответствии с правом отнесения объектов ИАЭ, определенных ст.3 ФЗ [2]).

Приповерхностный пункт захоронения РАО (ППЗРО) – стационарный объект (объекты) и (или) сооружение (сооружения), предназначенные для приповерхностного захоронения РАО, размещенные в пределах определенной проектом территории и оснащенные необходимыми для обращения с РАО системами и оборудованием.

Приповерхностное захоронение РАО – захоронение РАО в сооружениях, размещаемые на поверхности земли и (или) на глубине от нескольких метров до ста метров. Приповерхностному захоронению подлежат только твердые и (или) отвержденные РАО, т.е. ППЗРО являются хранилищами твердых РАО (ХТРО). ППЗРО называются также могильниками РАО [22].

1.4. Хранилища РАО как объекты ядерного топливного цикла

Безопасность хранилища РАО, как и любого ОЯТЦ [24], должна обеспечиваться за счет последовательной реализации концепции глубокоэшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, а также системы технических и организационных мер по защите физических барьеров и сохранению их эффективности, и по защите работников (персонала), населения и окружающей среды.

На предприятии система технических и организационных мер должны образовывать пять уровней глубокоэшелонированной защиты (приложение 3). Эта концепция реализуется на всех этапах жизненного цикла хранилищ РАО. При этом приоритетной является стратегия предотвращения нарушений нормальной эксплуатации, особенно для уровней 1 и 2, при которой не допускается перехода от стадии нормальной эксплуатации к стадии проектной и/или запроектной аварии.

В работе [23] представлен обобщающий подход к анализу безопасности хранилищ ЖРО (емкости-хранилища, водоемы-хранилища, полигоны глубинного захоронения) с позиций, принципа глубокоэшелонированной защиты. Этот подход может быть

распространен и на другие хранилища РАО, в том числе на хвостохранилища и хранилища твердых и отвержденных РАО, поскольку проблемы обеспечения нормальной эксплуатации и аварийные ситуации для всех хранилищ РАО – подобны. Общим признаком всех отходов ПЯТЦ является сложный химический и радионуклидный состав, наличие долгоживущих продуктов деления урана, следовых количеств трансурановых элементов и больших объемов хранящихся (захороненных) отходов. Они являются *основным источником потенциальной опасности* в условиях нормальной эксплуатации и при возникновении аварийных ситуаций.

Для формализации анализа, процессы которые могут привести к нарушениям нормальной эксплуатации хранилищ РАО, можно разделить на следующие четыре группы.

Ядерно-физические и физические. В результате накопления критической массы делящегося ядерного материала возможно возникновение *самоподдерживающейся цепной реакции деления* (СЦР). Кроме того, радиоактивный распад радионуклидов приводит к возникновению полей повышенной температуры и полей ионизирующего излучения.

Технические. Любые процессы, которые способны привести к нарушению целостности сооружений, определяющих локализацию РАО в заданном объеме. Природа возникновения таких ситуаций связана не с химическими или ядерными превращениями, а обусловлена потерей прочности (частичным разрушением) вследствие дефектов соединений отдельных частей конструкций, отказа технических систем регулирования давления, температуры, уровня и др.

Физико-химические и биологические. Все процессы, при которых существует опасность выброса и/или разрушения защитных барьеров из-за протекания химических, радиационно-химических, коррозионных, биологических процессов в режимах, недопустимых в заданных параметрах технологии.

Внешние события природного или техногенного происхождения, в том числе катастрофические. Это природные явления (ураган, землетрясение, смерч, наводнение и др.) и события, связанные с деятельностью человека (пожар, взрыв, падение летательного аппарата и др.).

Основываясь на классификации потенциально опасных процессов, приведенных выше, можно сформулировать общие *основные требования*, выполнение которых в соответствии с требованиями нормативного документа НП-016-05 [24], необходимы для реализации безопасного функционирования рассматриваемых групп хранилищ.

1. При любых условиях нормальной эксплуатации, в процессе длительного хранения, проектных авариях в технологических емкостях-хранилищах, предназначенных для хранения или подготовки ЖРО к глубинному захоронению, в пласте-коллекторе с захороненными отходами, промышленных водоемах-хранилищах, хранилищах твердых и отвержденных отходов не должно создаваться предпосылок для возникновения СЦР.

2. Требования по радиационному воздействию на персонал, население и окружающую среду:

2.1. При нормальной эксплуатации емкостей-хранилищ ЖРО и аппаратов для их подготовки, проектных авариях должно быть исключено попадание жидкой фазы в окружающую среду и обеспечена очистка от радионуклидов газовых выбросов (аэрозольных) выбросов до нормативных показателей

2.2. В течение времени распада радионуклидов до безопасного уровня, удаленные в пласт-коллектор ЖРО, должны находиться в заданном проектом объеме пласта-коллектора при воздействиях естественного и техногенного характера, определенных проектом.

2.3. В водоемах-хранилищах и хвостохранилищах не должно быть миграции радионуклидов через дно в подземные воды, поступления загрязненных вод в поверхностные водотоки и аэрозольного уноса с зеркала хранилища в количестве, превышающем проектное.

2.4. Твердые и отвержденные отходы должны быть надежно защищены от выщелачивания и распространения радионуклидов в водоносные горизонты из-за переноса радионуклидов с помощью верховодки, подземных вод, животных и др. Загрязнение водоносного горизонта не должно быть выше уровня, определенного санитарно-эпидемиологическими нормативами.

3. При обращении с РАО, находящимися в хранилищах, должен быть обеспечен постоянный контроль за происходящими техноло-

гическими процессами и предусмотрены способы вмешательства при отклонении от нормального режима.

4. Обеспечение безопасности долговременного хранения в течение всего срока потенциальной опасности хранилищ (защита будущих поколений).

Сформулированные выше общие основные требования в ряде случаев являются идеалистическими, т.е. требования, которые нужно было бы выполнять обязательно и это обеспечит потенциальную безопасность хранения РАО на длительный период. Однако, жизненные реалии не позволяют обеспечить выполнение этих требований в полном объеме. Это обусловлено следующими основными причинами.

1. Почти все хранилища находятся в эксплуатации (некоторые более 40 лет) и какие-либо существенные изменения в их конструкции практически невозможны.

2. Не существует идеальных проектов, которые в состоянии учесть все изменения в режимах эксплуатации и после эксплуатационного периода (изменение погодных, геологических и других условий).

3. Не существует идеального исполнения проекта и реализация его с надлежащим качеством, как по применяемым материалам и комплектующим, так и по самому изготовлению объекта.

4. Важную роль в любой производственной деятельности играет человеческий фактор и прежде всего ошибки проектантов и операторов, обслуживающих данную установку. Избежать влияние человеческого фактора чрезвычайно трудно.

Каждая группа хранилищ ПЯТЦ имеет свои специфические особенности, и поэтому требует конкретизации подходов к анализу безопасности каждой из них. Эти особенности будут рассмотрены в последующих главах. Поскольку все существующие хранилища ПЯТЦ в настоящее время находятся в эксплуатации, то в дальнейшем для выделенных групп хранилищ будут рассматриваться только те процессы (с позиций концепции глубокоэшелонированной защиты), которые имеют место в период эксплуатации и после закрытия объекта. Полагается, что уже часть положений концепции предопределены проектом и качеством сооружения, а именно: выбраны площадки для размещения хранилищ, разработана конст-

рукция, осуществлено сооружение и ввод в эксплуатацию, определены санитарно-защитная зона и зона наблюдения, осуществлены мероприятия по организации нормальной эксплуатации и др.

Таким образом, в дальнейшем для каждой группы хранилищ будут рассмотрены требования по предотвращению возникновения следующих потенциально опасных процессов, определяющих безопасность хранилищ РАО: ядерно-физические (физические), технические, физико-химические и биологические, а также внешние воздействия природного и техногенного происхождения. Кроме того, будет рассмотрена реализация технических и организационных мер обеспечения безопасности на действующих хранилищах РАО для основных уровней глубокоэшелонированной защиты.

Задания и вопросы для самоконтроля

1. Изобразите схему ядерного топливного цикла от добычи и переработки урановой руды до РХП.
2. Дайте характеристику отдельным ПЯТЦ России.
3. На каких ПЯТЦ образуется наибольшее количество РАО как по объему, так и по активности?
4. Как распределяются по объему и по активности НАО, САО и ВАО, образуемые на ПЯТЦ России?
5. На какие группы можно разбить все хранилища РАО ПЯТЦ, используя естественную классификацию хранилищ?
6. Назовите группы процессов, которые могут привести к нарушениям нормальной эксплуатации хранилищ РАО.
7. Составьте список основных требований, которые необходимо предъявлять к хранилищам РАО для того, чтобы обеспечить их нормальное функционирование.

Глава 2. ЕМКОСТИ-ХРАНИЛИЩА ЖИДКИХ СРЕДНЕ- И ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Общие замечания. Емкости-хранилища используются для временного хранения средне- и высокоактивных отходов на ПО «Маяк», СХК, ГХК и НИИАР. Комбинаты ПО «Маяк», СХК и ГХК, наряду с РХП имеют в своем составе промышленные и исследовательские реакторы, поэтому структура и состав РАО, образованных при эксплуатации этих производств, представляет собой как отходы РХП, так и отходы ядерных энергетических установок. В НИИАР – это отходы реакторных и технологических установок института, а также радиохимических лабораторий. Поэтому ниже при кратком анализе источников и состава РАО этих производств будут анализироваться как РАО, образуемые при переработке отработавшего топлива, так и РАО, образуемые при работе реакторов [1], [5-7], [16], [18], [23], [25-29].

Емкости-хранилища низко- и среднеактивных жидких РАО используются в технологическом цикле подготовки отходов к захоронению. При этом жидкая фракция отправляется на захоронение, а твердая, в том числе осадок, – остается в емкости. Например, на ГХК емкости-хранилища используются для усреднения и отстаивания РАО перед их закачкой в подземные пласты-коллекторы полигона «Северный».

Хранение жидких ВАО в наземных емкостях-хранилищах является одним из наиболее опасных звеньев ядерного топливного цикла. Это обусловлено высокой удельной активностью и большой суммарной активностью радионуклидов, одновременно находящихся в хранилище. Поэтому в настоящей главе основное внимание будет уделено емкостям-хранилищам жидких ВАО, представляющих значительную опасность для окружающей среды, обслуживающего персонала и населения близлежащих районов.

2.1. Источники РАО для заполнения емкостей-хранилищ

Характеристика технологии радиохимических производств. Для того чтобы представить состав РАО емкостей-хранилищ, ниже

приводится краткое описание некоторых технологических процессов по переработке различной продукции ПО «Маяк», СХК и ГХК.

На ПО «Маяк» с 1949 года начало работать первое РХП, на котором использовалась осадительная (ацетатная) технология. С начала 60-х годов прошлого века завод перешел в режим опытно-промышленного производства по отработке различных модификаций экстракционных технологий⁵ для переработки материалов на основе облученного высокообогащенного урана и выделения плутония-238 из облученных мишеней нептуния-237.

При облучении стандартных урановых блочков на основе природного урана в промышленных реакторах происходит накопление нептуния-239 из урана-238. Нептуний-239 в процессе распада (период полураспада 2,3 суток) превращается в плутоний-239. Облученные стандартные урановые блоки (ОСУБ) выдерживаются не менее 140 – 180 суток для накопления плутония-239 и распада короткоживущих продуктов деления, а затем поступают на радиохимическую переработку. Принципиальная схема радиохимического передела на заводах ПО «Маяк», СХК и ГХК включало в себя следующие операции:

- растворение алюминиевых оболочек ОСУБ в щелочно-нитратном растворе;
- растворение облученного урана в азотной кислоте;
- выделение урана и плутония и их очистка от продуктов деления.

С 1986 года производство оружейного плутония на ПО «Маяк» было прекращено.

В 1976-1977 годах на площадке завода 235 осуществлен пуск первого российского радиохимического завода по переработке ОЯТ – завод РТ-1. Завод в настоящее время располагает тремя технологическими цепочками, обеспечивающими переработку топлива реакторов ВВЭР-440, реакторов БН-600 и БН-350, топлива ледокольного и военно-морского флотов, твэлов различных исследова-

⁵ В настоящее время почти на всех заводах для переработки ОЯТ используется экстракционный пюрекс-процесс (PUREX) – экстракция трибутилфосфатом в углеводородном разбавителе [5].

тельских реакторов, а также наработки концентратов изотопной продукции (цезий, стронций, технеций, нептуний, америций и др.).

Таблица 2.1

Концентрация и активность продуктов деления и актиноидов
отработавшего топлива ВВЭР-440 после 3-летней выдержки
(глубина выгорания около 30 МВт (т)-сут/кг U)

Радио- нуклид	Период полурас- пада	Актив- ность, Бк/т ура- на	Радио- нуклид	Период полурас- пада, год	Актив- ность, Бк/т ура- на
Криптон-85	10,74 г.	$3,49 \cdot 10^{14}$	Уран-235	$6,85 \cdot 10^8$	$1,06 \cdot 10^9$
Стронций-90	28,5 г.	$2,40 \cdot 10^{15}$	Уран-236	$2,34 \cdot 10^7$	$1,04 \cdot 10^{10}$
Рутений-106	368,2 сут.	$2,10 \cdot 10^{15}$	Уран-238	$4,47 \cdot 10^9$	$1,18 \cdot 10^{10}$
Серебро-110m	250,4 сут.	$5,40 \cdot 10^{12}$	Плутоний-238	87,7	$4,75 \cdot 10^{13}$
Олово-125	2,77 г.	$9,84 \cdot 10^{13}$	Плутоний-239	$2,41 \cdot 10^4$	$1,25 \cdot 10^{13}$
Цезий-134	2,062 г.	$6,97 \cdot 10^{14}$	Плутоний-240	$6,54 \cdot 10^4$	$1,70 \cdot 10^{12}$
Цезий-137	30,17 г.	$3,21 \cdot 10^{15}$	Плутоний-241	15,2	$4,56 \cdot 10^{15}$
Церий-144	284,3 сут.	$2,64 \cdot 10^{15}$	Америций-241	433	$6,62 \cdot 10^{13}$
Европий-154	8,5 г.	$2,51 \cdot 10^{14}$	Кюрий-242	0,446	$5,37 \cdot 10^{14}$

Отработавшее топливо реакторов ВВЭР-440 поступает на комбинат после 3-5-летней выдержки в бассейнах-выдержки АЭС (табл.2.1). На заводе РТ-1 имеются также бассейны-выдержки, в которых ОЯТ перед их переработкой может выдерживаться некоторое время для дополнительного снижения активности. Жидкие РАО после радиохимической переработки подвергаются упариванию и затем размещаются в емкостях-хранилищах средне- и высокоактивных отходов.

Поскольку на ПО «Маяк» до 1986 г. вырабатывался оружейный плутоний, то на заводе хранятся ЖРО *двух видов*: ЖРО от переработки ОСУБ, находящиеся на долговременном хранении, и ЖРО от

переработки энергетических и исследовательских реакторов, которые находятся на временном хранении для последующего их остекловывания.

РАО, образующиеся при регенерации отработавших твэлов.
В настоящее время наиболее эффективным процессом регенерации топлива признан водно-экстракционный процесс. В результате регенерации ядерного топлива образуются жидкие РАО различного уровня активности.

При переработке ОЯТ реактора ВВЭР-440 и БН-600 доля объема НАО составляет около 95 %, САО и ВАО 4,4 и 0,6 %, соответственно [29].

Выход продуктов деления на 1 т облученного топлива зависит, в первую очередь, от глубины выгорания топлива, а кроме того – от типа реактора и условий его эксплуатации. Так, при эксплуатации АЭС с реактором типа ВВЭР может образовываться около 35 кг продуктов деления на 1 т облученного топлива. Свыше 99 % *продуктов деления* попадает в ВАО. Это воднохвостовые растворы после экстракционного отделения урана и плутония, а также растворы, образуемые при отделении актиноидов и других продуктов деления для использования их в народном хозяйстве. Количество ВАО в зависимости от принятой технологии регенерации и, соответственно, удельной активности образуемых ВАО, может колебаться от 1 до 5 м³ на одну тонну перерабатываемого топлива. ВАО содержат около 90 радионуклидов продуктов деления ядерного топлива и свыше 120 радионуклидов, образующихся в результате радиоактивного распада продуктов деления. Удельная активность отходов может достигать 10¹³ Бк/л [5] – [7].

Высокая начальная радиоактивность *продуктов деления* обусловлена короткоживущими радионуклидами. Через 10 лет общая энергия распада (т. е. остаточное тепловыделение) будет определяться только энергией распада стронция-90 с иттрием-90 и цезия-137 с изомером бария-137.

Проблема, связанная с трансурановыми элементами в РАО, более сложна. Элементы этой группы с наиболее высокими атомными номерами относительно быстро распадаются по каналам альфа- и бета-распада до долгоживущих дочерних продуктов. Однако они обладают обычно высокой радиотоксичностью, обусловленной альфа-излучением, особенностями поглощения в различных орга-

нах и тканях и длительным удержанием в организме. Плутоний наиболее радиотоксичен из всех известных элементов. Период опасности актиноидов определяется при долговременном хранении свойствами их дочерних продуктов. При этом радиотоксичность дочерних продуктов несколько выше токсичности материнских элементов и превышает более чем в 1000 раз относительную токсичность урановой руды в течение более $4 \cdot 10^6$ лет.

Смесь продуктов деления состоит из различных изотопов. Важнейшие продукты деления, которые заметно влияют на безопасность при обращении с отходами, это: соединения урана, плутония, нептуния, америция и кюрия, экстракция которых в процессе регенерации ОЯТ не может быть абсолютной.

Говоря о химическом составе РАО, следует отметить, что он определяется не только (и не столько) продуктами деления и промежуточными и конечными элементами цепочек их распада, но также и особенностями химико-технологических процессов регенерации. Так, в воднохвостовые растворы попадает некоторое количество химических элементов, входящих в состав твэлов или их оболочек: железо, алюминий, кремний, молибден, цирконий. Поскольку для процесса регенерации и последующего хранения растворов используют аппаратуру из нержавеющей стали, то ее компоненты (железо, хром, никель) в результате коррозии также попадают в ВАО.

Кроме того, нередко для улучшения процессов разделения водной и органической фаз при регенерации в технологические растворы вводят химические добавки в виде соединений натрия, железа, а также сульфат-ионы. В ВАО могут присутствовать остатки экстрагентов и разбавителей (трибутилфосфата, керосина), а также продукты их разложения.

Наряду с ВАО при регенерации образуются САО и НАО. К ним относятся растворы от отмывки экстрагентов, пульпы и регенераты органических сорбентов, пульпы неорганических сорбентов, используемых для очистки вод бассейнов хранилищ твэлов, конденсаты от упарки ВАО, растворы после дезактивации технологического оборудования и помещений и др. К САО относятся отработавшие экстрагенты и разбавители. Эти отходы содержат менее 1 % всех радионуклидов, попадающих на регенерацию. Однако их объем во много раз превышает объем ВАО.

2.2. Проблемы безопасности при хранении ЖРО в емкостях-хранилищах

Хранение жидких ВАО. Для отделений хранения и подготовки жидких отходов к захоронению, временно хранящихся в емкостях-хранилищах, можно выделить следующие потенциально опасные процессы: ядерно-физические, технические, физико-химические и др. [23].

В отходах, размещаемых в емкостях-хранилищах и содержащих делящиеся радионуклиды, могут создаваться условия для возникновения СЦР. Концентрирование радионуклидов может иметь место в осадках. Однако уплотнение осадка и увеличение его концентрации не является еще необходимым и достаточным условием для возникновения СЦР. Необходимо сочетание ряда условий: концентрация делящихся веществ в определенном объеме, наличие замедлителя, отражателя, степень влажности и т.д. Поэтому возможность возникновения СЦР должна исследоваться для каждого объекта (емкости) и выдвигаться условия для исключения условий для возникновения и поддержания СЦР.

Примечание. СЦР в подобных системах имеет, как правило, импульсно-затухающий характер. Поскольку уже первая вспышка приводит к разбросу вещества и для возникновения второй или последующей вспышек необходимо время для создания условий возникновения последующей вспышки СЦР.

Состав и свойства жидких отходов высокой активности обуславливают необходимость их хранения в строго контролируемых условиях. На свойства отходов существенно влияет энергия, выделяемая в результате распада радионуклидов. При возрасте продуктов деления около 3 лет максимальная энергия гамма-излучения достигает 1 МэВ, и при этом тепловыделение отходов составляет десятки ватт на литр.

Для хранения растворов высокого уровня активности используют стальные резервуары (баки) из нержавеющей стали, часто имеющие двойные стенки (бак в баке) и размещенные в бетонных камерах [10], [16], [25]. Система хранения может быть заглублена в землю или находиться на поверхности земли. Внутренние объемы этих емкостей составляют от нескольких десятков до нескольких сотен кубических метров. При таких объемах ВАО температура в

резервуарах даже при удельной активности около 10^{11} Бк/л будет достигать температуры кипения. В процессе хранения спад тепловыделения происходит сравнительно медленно. Количество выделяющегося тепла уменьшится в 10 раз через 70 лет и всего в 20 раз через 200 лет. Для поддержания необходимого температурного режима резервуары оборудуют специальной системой охлаждения, используя змеевиковые холодильники. Эта система должна надежно работать в течение десятилетий, поскольку, например, при хранении в емкости-хранилище объемом 2000 м^3 ВАО с тепловыделением $5 \cdot 10^9$ Вт при отсутствии принудительного охлаждения в процессе заполнения емкости температура будет повышаться на $2-3^\circ\text{C}$ в час, и отходы будут кипеть около 50 лет [7].

В течение первого периода хранения (периода кипения) основной вклад в тепловыделение вносят стронций-90 и цезий-137 со своими дочерними радионуклидами иттрий-90 и барий-137, поэтому продолжительность охлаждения ВАО в емкостях-хранилищах может быть значительно сокращена при условии выделения не менее 90% радионуклидов стронция и цезия.

Другим важным фактором, определяющим безопасные условия хранения жидких ВАО, является радиолиз (разложение химических элементов под действием ионизирующего излучения) компонентов отходов и в первую очередь воды, азотной кислоты и нитратов. Сложный химический состав отходов обуславливает целый комплекс радиационно-химических превращений в процессе их хранения. Наиболее важны процессы, ведущие к выделению газообразного водорода и появлению твердой фазы. С учетом способности водорода образовывать взрывоопасные смеси с кислородом воздуха и оксидами азота при хранении ВАО в газовом пространстве резервуара не допускается концентрация водорода выше 0,3 %. С этой целью предусматривают продувку через резервуар над поверхностью отходов воздухом или инертным газом.

Радиохимические процессы при хранении ВАО могут привести к выпадению некоторых соединений в осадок. Накопление осадков может приводить к неконтролируемым процессам, в том числе и условиям, способствующим возникновению СЦР.

Вследствие коррозионного воздействия отходов срок службы емкостей-хранилищ ограничивается 20-30 годами, после чего отходы должны быть переведены для хранения в новый резервуар.

Кроме того, возможные утечки из резервуаров должны непрерывно контролироваться.

Хранение жидких САО. Хранилища жидких отходов среднего уровня обычно представляют собой систему из цилиндрических емкостей, изготовленных из нержавеющей стали и помещенных в железобетонные колодцы, для более надежной изоляции радионуклидов от окружающей среды и защиты персонала от проникающего гамма-излучения. Объем каждой емкости обычно составляет несколько сот кубометров. Для случая аварийной протечки емкостей на дне колодцев предусмотрены прямки и системы для откачки раствора.

Количество выделяемого в емкостях-хранилищах тепла при распаде продуктов деления невелико и не требует организации специального теплоотвода (змеевики и т.п.). Необходимость теплоотвода возникает при активности выше $4 \cdot 10^{11}$ Бк/л.

Во избежание накопления в емкостях-хранилищах взрывоопасных газовых смесей с продуктами радиолиза их вентилируют и периодически продувают азотом или воздухом.

Срок эксплуатации емкостей-хранилищ принимается 20-30 лет и обусловлен так же как и емкостей-хранилищ с ВАО их коррозионной стойкостью.

В целом из-за сложности и малоизученности процессов, протекающих в растворах и осадках, на условия эксплуатации накладываются ряд ограничений, которые приведены в нормативном документе «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование ЖРО. Требования безопасности» (НП-019-2000).

2.3. Хранение жидких высокоактивных отходов в США

Общие замечания. Развитие ядерной энергетики и радиохимической промышленности в США происходили в условиях гонки ядерного оружия, хотя и в более облегченном режиме, чем в СССР. Тем не менее темпы этой гонки сказались на качестве по обращению с РАО радиохимических производств США, где также имеется огромное накопление необработанных ЖРО, находящихся в режиме временного хранения. Рассмотрим проблемы, возникающие при хранении жидких ВАО в емкостях-хранилищах США [7], [10], [16], тем более что эти проблемы во многом сходны с проблемами, ко-

которые имеют место или могут иметь место при эксплуатации емкостей-хранилищ в России.

В США железобетонные емкости для хранения жидких ВАО и САО используются в ядерных центрах Хэнфорда, Саванна-Ривере и Айдахо. Наиболее крупным ядерно-оружейным центром являлся объект в Хэнфорде. В период с 1943 по 1963 гг. в Хэнфорде было построено девять реакторов по производству плутония и пять РХП по выделению плутония. Все реакторы были остановлены в конце 80-х годов прошлого столетия. В Хэнфорде находится 177 емкостей, из которых 149 емкостей имеют одинарную оболочку и 28 более новых емкостей – двойную, в которых хранятся примерно 206 тыс. м³ ВАО. Содержание радиоактивности в них составляет приблизительно 200 млн. кюри. По объему это соответствует 60 % всех ВАО в США.

Устройство подземных емкостей-хранилищ ЖРО в Хэнфорде, Саванна-Ривере и Айдахо сходно, за исключением конструктивных особенностей, связанных с нагрузкой на оболочки емкостей, в связи с размещением их в разных геологических породах, способах удаления тепла, дренажных систем, вывода продувочного газа и др.

Состояние емкостей-хранилищ в Хэнфорде. В Хэнфорде для хранения жидких ВАО используются железобетонные емкости цилиндрической формы с внутренним диаметром 23 м (табл. 2.2).

Таблица 2.2

Некоторые данные по резервуарам (емкостям) для хранения ЖРО в Хэнфорде

Группа резервуаров	Число резервуаров в каждой группе	Емкость каждого резервуара, м ³ (высота)	Год постройки
Г	12	2000	1943 – 1944
И	12	2000	1946 – 1947
В	18	2900 (7 м)	1947 – 1948
С	12	2900	1948 – 1949
ВХ	12	2900	1950 – 1951
ГХ	6	2900	1951 – 1952
ВУ	15	3800 (9,2 м)	1953 – 1954
ГУ	6	3800	1954 – 1955
А	-	4750 (11,6 м)	1955
СХ	-	4540 (13 м)	–
СУ	-	4980 (15,5 м)	–

Толщина вертикальных стен емкостей составляет 0,4-0,9 м. Внутренняя поверхность стен и днища, как правило, имеет стальное покрытие толщиной примерно 10 мм. В верхней части емкости (крышке), имеющей куполообразную форму, предусмотрены различные проходки (скважины) для заполнения емкости, для контрольно-измерительных датчиков, выхода продувочного газа и др. Для защиты от ионизирующего излучения емкости заглублены и засыпаны слоем земли толщиной 1,8 – 2,4 м. (рис. 2.1).

В результате эксплуатации пяти РХП в Хэнфорде было наработано огромное количество жидких ВАО, которые содержат продукты деления (технеций-99, цезий-137, стронций-90), а также остаточный плутоний, уран и другие тяжелые радиоактивные элементы. Состав отходов в Хэнфорде оказался сложным, а масштабы такими большими, что восстановление окружающей среды на этом участке оказалось самой серьезной задачей из всех мероприятий по восстановлению окружающей среды в США (табл. 2.3).

Таблица 2.3

Долгоживущие радионуклиды в емкостях с РАО в Хэнфорде

Радионуклиды	Период полураспада, лет	Оценки общего количества, находящегося в емкостях, Ки (с поправкой на распад к январю 1996 г.)
Углерод-14	5 730	5 300
Стронций-90	29	62 млн. Ки
Технеций-99	213 тыс.лет	40 тыс. Ки
Цезий-137	30	47 млн. Ки
Уран-235	704 млн. лет	20
Уран-238	4, 46 млрд. лет	460
Нептуний-237	2,14 млн.лет	141
Плутоний-238	88	860
Плутоний-239	24, 11 тыс. лет	31 тыс. Ки
Плутоний-240	6 537	8 000
Плутоний-241	14	50 тыс. Ки
Америций-241	432	150 тыс. Ки
Америций-243	7 370	19
Кюрий-244	18	1 600

Исследования ядерной безопасности, проведенные для емкостей-хранилищ с ВАО в Хэнфорде, показали, что теоретически ко-

эффицент концентрации (КК)⁶ радионуклидов в осадках может достигать несколько сотен, а реально он не превышает 20 [30].

В Хэнфорде около 67 емкостей с одинарной оболочкой протекают. Объемы и радиоактивное содержание этих утечек до сих пор точно не определены (табл. 2.4). В публикации [16] проведен анализ состояния с хранением жидких ВАО в Хэнфорде и даны рекомендации по решению этой проблемы. Ниже приведены некоторые выдержки из этой работы.

Таблица 2.4

Оценки объемов утечки четырех емкостей в Хэнфорде

Оценка объемов утечки, м ³	Номер емкости			
	SX-108	SX-109	SX-111	SX-112
Оценка по Hanlon, 1996	9100- 133 000	Менее 38 000	1 900-7 600	114000
Оценка по Grand Junction, 1996	133 000	до 950 000	Нет достоверных данных	114000
Оценка по Agnew and Corbin, 1998	387 600- 771 400	212 800- 421 800	53 200- 209 000	83 600- 167 200

Загрязнение зоны аэрации. В результате утечек РАО была загрязнена зона аэрации – участок грунтов выше уровня грунтовых вод вокруг емкостей и под ними. Сильно загрязненная зона аэрации представляет собой большую угрозу для наиболее важного водного объекта северо-запада США – реки Колумбия, которая протекает через резервацию Хэнфорда. В случае, если не удастся восстановить зону аэрации и удалить РАО из емкостей, населению,

⁶ КК определяется отношением концентрации ядерных материалов в осадке к концентрации его в растворе. Анализ ядерной безопасности на основе консервативных предположений показал, что безопасным можно считать КК=1000 [28].

а также сельскохозяйственным угодьям, расположенным в этой местности, будет грозить постоянная опасность, которая может привести к непредсказуемым последствиям.

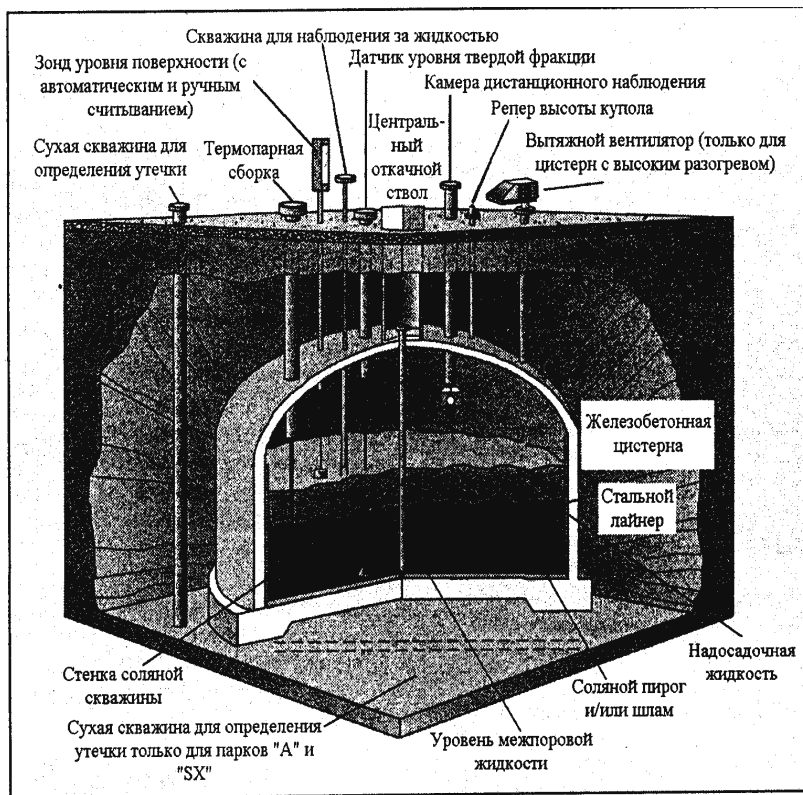


Рис.2.1 Схематическое изображение емкости ВАО с одинарной оболочкой

В августе 1998 г. Министерство энергетики выпустило отчет, в котором были исследованы утечки в так называемом "Резервуарном парке SX", включающем пять емкостей, из которых протекают четыре, и лишь одна из всех, как полагают, пока еще не протекает.

Согласно оценкам, приведенным в отчете, из четырех емкостей вытекло 1900 м^3 жидкости, загрязненной цезием-137 с уровнем радиоактивности в пределах от 500 тыс. до 1млн. Ки.

Замена емкостей. Все емкости, имеющие протечки, являются емкостями с "одинарной оболочкой" (см. рис. 2.1). В целом 149 емкостей с одинарной оболочкой (все они уже исчерпали свой расчетный ресурс, равный 25 годам) содержат приблизительно 26 тыс. м³ жидкости, поддающейся откачке. Одной из важных составляющих программы Министерства энергетики США по обращению с емкостями является перекачивание жидкостей из емкостей с одинарной оболочкой в емкости с двойной оболочкой с тем, чтобы предотвратить дальнейшую утечку.

Однако при этом возникает ряд сложностей. Часть жидкости в емкостях находится над осадками и в поровом состоянии. Слой жидкости над осадками в емкости залегает поверх шлама и соляной "лепешки" (отходы, которые выкристаллизовались в химические соли). Эта жидкость может быть выкачана из емкостей, тогда как поровая жидкость находится в поровом пространстве соляной "лепешки" и шлама, и ее откачать значительно труднее. Большое количество жидкости может оставаться в порах даже после откачки. Поэтому трудно гарантировать отсутствие утечек до тех пор, пока емкости не будут полностью опорожнены.

Как считают специалисты IEEE у Министерства энергетики нет ни химических, ни радиологических критериев, по которым оно может объявить емкости "временно стабилизированными". Поскольку эти емкости содержат также и воспламеняющиеся и/или взрывчатые вещества, то опасность возникновения пожаров зависит от количества воды в емкости. Перекачивание жидкости из емкости с одинарной оболочкой изменит степень риска в емкостях как с одинарными, так и с двойными оболочками. Удаление жидкостей из емкостей с одинарной оболочкой, с целью предотвращения дальнейшей утечки РАО, порождает новые проблемы: повышение температуры в емкостях, из которых удаляют жидкость, изменение химического состава в емкостях с двойной оболочкой, в которые производится закачка жидкости (раствора), новая коррозия в емкостях с одинарной оболочкой и др. По мере того как жидкость откачивается, обнажаются новые участки внутренних стенок емкостей в том месте, где жидкость контактирует с воздухом (на границе жидкость – воздух). В результате электрохимических процессов, которые до конца еще хорошо не поняты, на этой границе может возникнуть быстрая коррозия.

Обращение с емкостями в долгосрочной перспективе. Кроме целей, намеченных на ближайшую перспективу, а именно, предотвращение протечек, в долгосрочном плане необходимо будет извлекать отходы из емкостей и перевести их в формы, которые будут представлять наименьшую угрозу для окружающей среды в будущем. Министерство энергетики планирует следующее:

- извлечь из емкостей 99 % объема отходов;
- разделить извлеченные отходы на высоко- и низкоактивные;
- произвести остекловывание отходов;
- захоронить высокоактивные отходы в геологическом хранилище, а низкоактивные отходы "на местах".

В предложенном плане есть ряд недостатков, включая и то, что при этих мероприятиях значительно увеличится объем РАО, захороненных на местах.

В планах Министерства энергетики предусматривается закачка цемента в емкости после того, как из них будут откачаны жидкие отходы, даже если при этом там будет оставаться до 1 % от исходного объема ВАО. В перспективе радиоактивность оставшихся зацементированных отходов во многих емкостях может представлять серьезную опасность для окружающей среды, если будут иметь место утечки отходов из емкостей. Это создаст новые серьезные проблемы в будущем при восстановлении зоны аэрации.

2.4. Емкости-хранилища высоко- и среднеактивных отходов в России

В табл. 2.5 приведены некоторые основные технические характеристики емкостей-хранилищ ПЯТЦ. Анализируя их, а также условия этого хранения ВАО и САО можно отметить следующее.

1. В емкостях находятся на хранении более $2,0 \cdot 10^{19}$ Бк жидких отходов в виде растворов и пульп на дне емкостей в виде осадков. Причем большая часть активности сосредоточена, как правило, в осадках.

2. Хранение ЖРО осуществляется в более чем 150 емкостях, размеры которых (по объему) составляют: 316, 500, 1300, 3200 м³ для ПО «Маяк»; 315 и 3390 м³ для ГХК; 315 м³ для СХК и 500, 600, 6000 м³ для НИИАР. Общий рабочий объем емкостей-хранилищ составляет около 160 тыс. м³.

3. В настоящее время многие емкости-хранилища (особенно на СХК) заполнены менее чем на 50 % своего рабочего объема. На предприятиях имеются также резервные пустые емкости, которые, в случае необходимости, можно использовать в качестве резервных для переливания РАО (требования п.6.3.11. НП-019-2000).

Таблица 2.5

Некоторые технические характеристики хранения жидких отходов в емкостях-хранилищах ПЯТЦ

Общие технические характеристики:				
Предприятия	ПО «Маяк»	СХК	ГХК	НИИАР
Начало эксплуатации, г	1959-1972	1961-1967	1963- 1973	1962-1970
Окончание эксплуатации	Сроки окончания эксплуатации продлеваются до 2012 – 2022 г.			
Количество	91	36	39	7
Категория РАО	Жидкие ВАО и САО			САО
Особенности конструкции:				
Вентиляция	Имеется, ВАО			продув
Охлаждение	Имеется, ВАО			нет
Герметизация	Имеется, ВАО			-
Приборы технологического контроля	Имеются			
Характеристики раствора и осадков:				
Общая активность, Бк	(1,2-2,9)·10 ¹⁹	3,6·10 ¹⁵	7,4·10 ¹⁸	1,5·10 ¹⁵
Особенности обеспечения безопасности:				
Взрывобезопасность	+	+	+	-
Температурный режим	+	+	+	-
Ядерная безопасность	Определяется составом продукта, технологией, конструкцией и/или Заключением по ядерной безопасности			
Контроль утечек	+	+	+	+
Радиационный контроль	+	+	+	+
Переработка ЖРО	+	-	-	-

Примечание. Величины активности и объемы ЖРО не являются точными и служат, в основном, для сравнения этих показателей между предприятиями. Значки (+) означают, что емкости-хранилища оборудованы соответствующими системами обеспечения безопасности.

4. Проектный срок службы стальных емкостей-хранилищ составляет 20 – 30 лет, однако некоторые емкости находятся в эксплуатации уже более 40 лет. Решением специальных комиссий по обследованию технического состояния емкостей, сроки службы многих емкостей продлены до 2012 – 2022 гг. Имеются емкости находящиеся в стадии ремонта.

5. В целом емкости-хранилища жидких ВАО и САО представляют собой сложные инженерно-технические сооружения, которые требуют постоянного внимания со стороны обслуживающего персонала, постоянного контроля и периодического проведения профилактических работ (требования п.6. НП-019-2000).

Приведем некоторые сравнительные характеристики системы хранения жидких ВАО в емкостях-хранилищах России и США:

- в США и в России хранится большее количество отходов в емкостях-хранилищах (сотни млн. Ки);

- емкости-хранилища в США имеют гораздо больший объем; типовые и наиболее многочисленные емкости в Хэнфорде имеют диаметр 23 м, в России – 9 м;

- все емкости в США заглублены в землю ниже верхней крышки или все обвалованы землей; в России не все емкости находятся ниже уровня земли и некоторые частично заглублены в землю, но все расположены в зданиях с верхним покрытием;

- емкости-хранилища в США изготовлены из железобетона толщиной до 1 м и изнутри покрыты стальными листами; имеются емкости, сделанные по типу емкость в емкости; в России большинство емкостей имеет одну оболочку из нержавеющей стали, имеются также емкости с двойной стальной оболочкой;

- в России каждая емкость для обеспечения радиационной безопасности размещена в железобетонном каньоне, стенки которого отстоят от стенок емкости на расстоянии примерно 0,5 м;

- некоторые емкости в России имеют устройства для проведения их отмывки, дезактивации и приспособления для проведения ремонта;

- все емкости-хранилища в России имеют систему сбора протечек, в то время как в США такие системы, как правило, отсутствуют и РАО уходят в землю;

- емкости-хранилища (США и Россия) снабжены системами поддержания необходимого температурного режима и системами для обеспечения над раствором газовой среды безопасного состава;
- все коммуникации (воздуховоды, подача среды для охлаждения, датчики КИП и др.) организованы сверху емкостей через имеющиеся в верхней крышке проходки.

2.5. Меры по поддержанию безопасности. Аварии

Меры для поддержания безопасности. Безопасное хранение ЖРО в емкостях-хранилищах ПЯТЦ обеспечивается соблюдением ряда требований и мероприятий, изложенных в технологической документации завода и требованиях нормативной документации. В разделе 2.2. были затронуты общие проблемы обеспечения безопасности эксплуатации систем хранения ЖРО в емкостях-хранилищах ПО «Маяк», СХК, ГХК и НИИАР. Ниже приведены в обобщающем виде меры, принимаемые эксплуатирующими организациями в обеспечении безопасности хранения ЖРО в соответствии с требованиями нормативных документов НП-019-2000, НП-058-04 и НП-016-05 [19], [24], [32].

1. Состав всех емкостей-хранилищ анализируется с точки зрения обеспечения ядерной безопасности в режимах заполнения емкостей отходами и при долговременном хранении в них растворов. Исключение возникновения СЦР достигается ограничениями на радионуклидный, химический и агрегатный состав ЖРО, а также обеспечивается ядерно-безопасной конструкцией емкостей. Как правило, ядерная безопасность подтверждается Заключением по ядерной безопасности, разрабатываемого Отделом ядерной безопасности ГНЦ ФЭИ.

2. Для того чтобы избежать разогрева раствора в емкостях-хранилищах в процессе приема растворов и при хранении, они постоянно охлаждаются с помощью водяных теплообменников, позволяющих поддерживать температуру в емкости не выше 70 °С.

3. Для разбавления радиолитических газов до взрывобезопасных концентраций, над поверхностью растворов в емкостях организуется продув воздуха или инертного газа. Производительность продува зависит от объема емкости и состава хранимого продукта. Рег-

ламентом предприятия определяется периодичность контроля объемного содержания водорода и метана.

4. В целях обеспечения радиационной безопасности эксплуатируемых емкостей вводится ограничение на объемную (удельную) активность. Уровень ограничений зависит от конструкции (типа) емкости и состава хранимых отходов.

5. Для обеспечения безопасности при возможных утечках растворов из емкости из-за коррозии их оболочек организуется сбор протечек и их удаление в систему обращения с РАО предприятия.

6. Для контроля герметичности системы охлаждения периодически осуществляется анализ проб охлаждающей воды.

7. Для нормальной эксплуатации емкостей-хранилищ в соответствии с регламентом предприятия осуществляется контроль (измерение) следующих параметров:

- температуры раствора в емкостях в нескольких уровнях по высоте;

- расход и температура охлаждающей воды;

- расход воздуха на разбавление радиолитического газа;

- высота осадка по площади емкости (в нескольких точках);

- состав осадка и его фазовые характеристики;

- разрежения над поверхностью раствора;

- активность принимаемых растворов;

- измерение состава газовой фазы;

- измерение состава раствора в течение всего периода хранения.

На предприятии постоянно проводятся ремонтно-профилактические работы и обследования технического состояния емкостей-хранилищ. Неисправные емкости отмываются (если это возможно), ремонтируются либо выводятся из эксплуатации. В настоящее время на предприятиях СХК и ГХК наполняемость емкостей составляет не более 50 % от своей проектной вместимости.

Силами предприятий и научно-исследовательских институтов проводятся работы по исследованию и по повышению безопасности эксплуатации и вывода из эксплуатации емкостей-хранилищ. Например, в ГХК исследованы возможности освобождения емкостей-хранилищ и переработки вторичных отходов, образующихся при этом. Установлено, что в емкостях-хранилищах ГХК из-за длительного хранения отходов фазовый состав (кристаллическая структура) пульпы (осадков) претерпел существенные изменения и преобразо-

вался в новые формы [26], [27], что значительно усложняет процесс опорожнения емкостей, поскольку требует индивидуального изучения состава осадков каждой емкости. Такое изменение (перерождение) твердой фазы явилось результатом длительного воздействия на осадки полей ионизирующего излучения и повышенной температуры. Тем не менее, в настоящее время на ГХК и СХК часть емкостей освобождены от отходов и отмыты.

Аварии при эксплуатации емкостей-хранилищ. Все возможные аварии при эксплуатации емкостей хранилищ жидких средне- и высокоактивных РАО можно охарактеризовать последствиями двух видов: аэрозольный выброс радиоактивности в большом объеме в атмосферу с последующим загрязнением местности (далее – *аварийный выброс*) и/или внезапная значительная утечка ЖРО из емкости, произошедшая локально, на месте размещения емкости (далее – *аварийная утечка*).

Тяжесть последствий при аварийном выбросе пропорциональна выбросу, который, в свою очередь, пропорционален энергии, импульсно высвобождающейся при исходном событии. Как следует из предыдущего анализа, выброс ЖРО из емкости-хранилища может сопровождаться паровым взрывом в емкости из-за перегрева ЖРО под давлением (при потере функции принудительного охлаждения ЖРО) или взрывом водорода и/или метана, накопившихся за счет радиолитического распада на поверхности раствора в емкости-хранилище.

Аварийная утечка ЖРО из емкости-хранилища может произойти из-за значительной коррозии стенок емкости, которая довольно сильно прогрессирует при оголении стенок емкости, повышении степени кислотности раствора и др.

В настоящее время контроль за утечкой раствора, а также контроль за работоспособностью систем охлаждения и вентиляции осуществляется с помощью различных средств автоматического контроля и не может произойти внезапно. Для сбора утечек все конструкции емкостей-хранилищ снабжены специальными устройствами (поддоны, лотки, монжусы). Отметим, что аварийная утечка опасна не только возможным загрязнением радиоактивностью окружающей среды и облучением персонала, но также и обезвоживанием (значительная утечка) осадка и его высыханием. Это приводит, во первых, к усилению коррозии стенок емкости из-за их непосредственного контакта с кислородом воздуха и, во-вторых, может

явиться причиной более серьезной аварии, связанной с высыханием пульпы (осадка).

При эксплуатации емкостей-хранилищ на всех ПЯТЦ имели место аварии и ряд нарушений нормальной эксплуатации.

Хорошо известна радиационная авария на ПО «Маяк» в 1957 г. [33], [34]. Непосредственной причиной аварии был термохимический взрыв емкости объемом 300 м^3 с нитратными ВАО радиохимического производства, где была отключена система охлаждения ввиду коррозии и появления утечек радионуклидов в системе охлаждения этой емкости (1956 г.).

Конструкция теплообменника охлаждения емкости не позволяла провести его ремонт. Небрежно сделанные расчеты, показали возможность эксплуатации емкости и без охлаждения. Более одного года теплообменник одного из хранилищ был заглушен. В результате разогрева раствора в емкости начала испаряться вода, что привело к концентрации взрывоопасных нитратов и ацетатов на поверхности раздела отходы – воздух. Случайная искра от неисправного контрольно-измерительного оборудования вызвала взрыв, который разрушил емкость и выбросил РАО активностью около $7,4 \cdot 10^7$ Бк (20 млн. Ки). Большая часть отходов выплеснулась на площадку, а около 2 млн. Ки столбом высотой примерно 1 км при его ширине 8-9 км была рассеяна сильным ветром на расстояние до 300 км. Загрязнению выше $0,1 \text{ Ки/км}^2$ подверглась территория 15-20 тыс. км^2 . Эта авария образовала район загрязнения известного под наименованием Восточно-Уральского следа.

Анализ показал, что причиной возникновения этой аварии являлся одновременный независимый отказ нескольких различных систем нормальной эксплуатации, имеющих отношение к безопасности: системы подачи охлаждающей воды к корпусу емкости и ее вентилирования, системы слежения за уровнем раствора в емкости-хранилище, а также ошибка в работе персонала, поскольку неисправности в работе систем не были вовремя обнаружены. В соответствии с современной классификацией эта авария должна быть отнесена к запроектной аварии.

За более чем 40-летний период на ПО «Маяк» были отмечены также другие нарушения условий нормальной эксплуатации емкостей-хранилищ, например: "всплытие" емкости-хранилища с ЖРО из-за подпора грунтовых вод и несвоевременной их откачки; нару-

шение геометрии емкости (вздутие на 200-300 мм стенки емкости-хранилища); разрыв оболочки емкости-хранилища ЖРО из-за создания в аппарате разрежения, превышающего допустимое; повышение температуры раствора в емкости-хранилище до 71°C при максимально допустимой температуре ЖРО 70 °С.

Перечисленные выше нарушения нормальной эксплуатации емкостей-хранилищ следует считать проектными, поскольку никаких радиационных последствий и радиационных загрязнений окружающей среды не было. Длительный опыт эксплуатации емкостей-хранилищ на ПЯТЦ показал, что, за исключением аварии на ПО «Маяк» в 1957 г. с выбросом ЖРО, емкости-хранилища удовлетворяют установленным требованиям безопасности как при нормальной эксплуатации, так и при проектных авариях.

Исследования возможных аварийных ситуаций. В работе [34] рассмотрены гипотетические аварии, которые могут иметь место при нарушениях нормальной эксплуатации емкостей-хранилищ жидких ВАО. Исходные события, сценарии развития аварий, их протекание и последствия для персонала, населения и окружающей среды приведены в табл. 2.6.

При моделировании развития аварий предполагается, что они происходят с максимальной для данной ситуации последствиями. Анализируются наиболее опасные с точки зрения возникновения аварийных ситуаций события – это отказ в работе систем теплосъема и отказ в системе вентиляции в различных их сочетаниях. Наихудший вариант аварийной ситуации, причиной которой является одновременный отказ систем вентиляции и охлаждения, соответствует реально произошедшей аварии на ПО «Маяк» в 1957 г.

Условия, при которых производилось моделирование процессов развития аварий, приведены в примечаниях к табл. 6.2. Отметим основные результаты моделирования.

- Моделирование аварии на емкости-хранилище с ЖРО ацетатной технологией на ПО «Маяк» (1957 г.) хорошо согласуется с реальными последствиями, этой аварии (случай Г).

Таблица 2.6

Развитие гипотетических аварий в емкостях-хранилищах
жидких высокоактивных отходов и пульпы [34]

Исходные события	Развитие аварии	Запас, час	Картина аварии	Последствия аварии
А. Аварийное отключение вентиляции свободного объема при открытых вх. и вых. патрубках вентиляции и нормально функционирующей системе охлаждения <i>Состав отходов</i> , г/л: нитрат-ионов (азотная кислота и нитрат натрия) 800, ацетат-ионов 10, органических веществ до 10; удельная активность 300 Ки/кг	В результате радиационного газовыделения происходит постепенное вытеснение воздуха и заполнение свободного объема радиолитическим газом при постоянной температуре 50 – 60°C	100	При концентрации водорода, равной нижнему пределу воспламенения или детонации возможен взрыв с разгерметизацией емкости. Часть раствора будет выброшена в каньон, а часть – в окружающую среду. Выброс продуктов над хранилищем	Выброс радионуклидов активностью около 10^8 Ки в окружающую среду и их распространение на расстояние до 250 км в длину и 10 км в ширину
Б. Аварийное отключение вентиляции свободного объема при закрытом вх. и вых. патрубках вентиляции и нормально функционирующей системе охлаждения. <i>Состав</i> , г/л: нитрат-ионов 1200, ацетат-ионов 10, органики 10; уд. актив. 300 Ки/кг	В результате радиационного газовыделения происходит нарастание давления при постоянной температуре 50 – 60°C в свободном объеме и изменение состава газовой смеси	932	Поскольку в этой ситуации взрывоопасная газовая смесь не образуется, то происходит холодный взрыв вследствие превышения в свободном объеме давления, предельно допустимого для данной емкости	Выброс радионуклидов, находящихся в аэрозольной форме (около 1кКи). Площадь загрязнения может составить $500 \times 20 \text{ м}^2$ с при загрязненности $5 \cdot 10^{-6} \text{ Ки/м}^2$ на площади $3000 \times 80 \text{ м}^2$

Продолжение табл. 2.6

Исходные события	Развитие аварии	Затас, час	Картина аварии	Последствия аварии
В. Аварийное отключение системы охлаждения при нормально работающей вентиляции свободного объема (негерметизированная емкость) Состав отходов, как в п.Б	Происходит нагревание отходов в результате поглощения ими энергии излучения и повышения температуры раствора до температуры кипения; начинается отгонка азотной кислоты и водяного пара при постоянной температуре и уменьшение объема отходов	500	После полного обезвоживания повышается температура солей. При осадительной технологии при 380°C – горение и взрыв смеси сухих солей. При экстракционной технологии также возможен взрыв	Выход пара из вх. и вых. патрубков, содержажий летучие соединения радионуклидов Взрыв сухих солей и выброс радиоактивности над хранилищем. Площадь загрязнения 1500x40 м ² , уровнем 10 ⁻⁶ Ки/м ²
Г. Аварийное отключение системы охлаждения в герметизированной емкости. Аналог событий 1957 г. Наихудший вариант исходных событий. <i>Состав отходов</i> , г/л: нитрат натрия 100, азотной кислоты 10, ацетата натрия 50, органической фазы менее 1	Давление в свободном объеме хранилища увеличивается за счет повышения давления пара воды, азотной кислоты и образования радиолитических газов	Более года	Разрыв емкости и stravливание давления до атмосферного, вскипание раствора. Затем кипение с выносом летучих радионуклидов. После полного удаления азотной кислоты развитие событий происходит по сценарию В	Выброс радионуклидов на площадь 250x5 м ² , загрязненность до 4,1·10 ⁻⁵ Ки/м ²

Примечания к табл. 2.6: При анализе аварийных ситуаций и развитии аварии приняты следующие основные допущения.

1. Принималось, что радионуклиды в жидких отходах и в пульпе распределены равномерно;

2. **Активность отходов** обусловлена радионуклидами цезия и стронция, а также циркония, ниобия и редкоземельными элементами; радиохимический состав, % : $\text{Sr}^{90} + \text{Y}^{90} - 53$, $\text{Ru}^{106} + \text{Rh}^{106} - 1$, $\text{Cs}^{137} + \text{Ba}^{137m} - 35$, $\text{Pm}^{147} - 11$. Радиоактивные цепочки находятся в состоянии радиохимического равновесия.

3. **Химический состав** отходов изменяется в зависимости от технологии и вида отходов и представляет собой водные растворы:

- смеси азотной кислоты концентрацией до 400 г/л, нитрата натрия концентрацией до 400 г/л и органических веществ: экстрагентов и разбавителей концентрацией до 10 г/л в случае работ по экстракционной технологии;
- смеси азотной кислоты концентрацией до 250 г/л и ацетата натрия концентрацией до 60 г/л – осадительная технология;
- нитрата натрия (концентрация до 200 г/л), едкого натра и карбоната натрия (суммарная концентрация до 100 г/л) – радиоактивные пульпы.

4. **Радиационно-химические характеристики.** Принимается, что в результате воздействия ионизирующего излучения в отходах образуются взрывоопасные молекулярный водород, диоксид углерода и нитрозные газы, причем выход радиолизического водорода определяется содержанием нитрат-ионов, нитрозных газов и диоксида углерода – содержанием ацетат-ионов (в случае осадительной технологии).

5. **Тепловыделение, теплосъем, нагрев.** Выделяющаяся при распаде радионуклидов энергия поглощается средой и перемещается в тепло:

- при нормальной эксплуатации выделяющееся тепло снимается теплообменниками емкости-хранилища;
- при отключении теплообменников выделяющееся тепло идет только на нагрев отходов в емкости;
- нагревание отходов при аварии системы теплосъема происходит медленно и всегда обеспечивает равновесие жидкость – пар, испарение воды, азотной и уксусной кислот происходит независимо.

6. В третьем столбце приведены значения запаса по времени от начала отказа систем до возникновения аварии.

- Все аварии приводят к разгерметизации емкостей-хранилищ с выбросом радиоактивности за пределы емкости и территории предприятия (случаи А-Г).

- Все аварии развиваются не мгновенно, а с задержкой от начала отказа системы (или систем) и до возникновения аварийного выброса в течение нескольких десятков и сотен часов.

Ряд других исследований, так же как и моделирование гипотетических аварий на емкостях-хранилищах, проведенное на ПО «Маяк», показали, что на самых «старых» емкостях-хранилищах, в которых хранятся растворы «старой» ацетатной технологии, время развития аварий, значительно меньше, чем в емкостях с растворами от экстракционной технологии.

Время развития аварии составляет минимум несколько часов и в случае её возникновения может быть зафиксировано контрольной аппаратурой (персоналом) и предотвращено её дальнейшее развитие.

2.6. Хранилища отвержденных высокоактивных отходов

Для частичного обезвреживания жидких ВАО и перевода в форму, удобную для длительного хранения в глубоких геологических формациях, наибольшее распространение нашел метод остекловывания. Разрабатываются также и другие методы: получение керамических материалов, включение в металлическую матрицу и др. [35]. Однако остекловывание в настоящее время – наиболее промышленно разработанный метод иммобилизации ЖРО высокого уровня активности. В качестве матричных материалов для остекловывания жидких ВАО рассматриваются фосфатные, боросиликатные и алюмосиликатные стеклоподобные материалы. В настоящее время наибольшее распространение получили фосфатные и боросиликатные материалы. Фосфатные материалы обладают более высокой радиационной стойкостью по сравнению боросиликатными, однако последние обладают большей термостабильностью.

Ведущей страной в области радиохимической переработки топлива является Франция, где с 1956 года работает радиохимический завод UP1 в Маркуле, с 1976 года – UP2, с 1990 года – UP3 на мысе Аг, а также завод по производству смешанного оксидного топлива

в Кадараше. На этих заводах имеются емкости-хранилища жидких ВАО. С 1989 года на заводе УРЗ работает цех по остекловыванию РАО [36], [37].

Установки по остекловыванию ВАО из емкостей-хранилищ строятся (или планируется их построить) во всех странах, занимающихся радиохимической переработкой ядерного топлива, в том числе США, Англии, Японии, Южной Кореи и других странах [38], [39].

В настоящее время в России разработана одна из самых производительных установок по остекловыванию жидких ВАО на основе фосфатного стеклоподобного материала. Процесс остекловывания замыкает цепочку обращения с жидкими отходами, хранящимися в емкостях-хранилищах ПО «Маяк» [1], [25], [29], [40].

Таблица 2.7

Состав азотнокислых отходов,
перерабатываемых на установке остекловывания

Химический и радиохимический состав отходов			
Элементы	Удельное содержание, г/л	Элементы	Удельное содержание, г/л
Алюминий	12,5 - 20	Самарий	0,03 - 0,3
Натрий	22 - 48,3	Рутений	0,03 - 0,1
Железо	0,5 - 3,0	Родий	0,01 - 0,03
Никель	0,2 - 2,5	Палладий	0,01 - 0,1
Хром	0,1 - 0,5	Уран	0,75 - 2,5
Кальций	0,3 - 3,0	Плутоний	до 0,01
Лантан	0,03 - 2,4	Сульфат-ион	0,3 - 0,9
Церий	0,03 - 0,3	Свободная азотная кислота	50 - 129
Неодим	0,03 - 1,0	Концентрация твердой фазы	132,8 - 261
Радионуклидный состав			
Радионуклид	Содержание в растворе, %	Радионуклид	Содержание в растворе, %
Стронций-90	28,5 - 45,2	Прометий-145	1,6 - 8,0
Цезий-137	35,5 - 47	Церий-144	2,0 - 7,9
Цезий-134	2,1 - 6,7	Рутений-106	1,5 - 7,9
Европий-154	0,7 - 1,6		

Жидкие высокоактивные отходы на ПО «Маяк» разделены на две группы: «текущие» и «накопленные». Разделение обусловлено их физико-химическим состоянием. Текущие высокоактивные отходы (50-100 млн.Ки), образующиеся от переработки топлива упаривают, кубовые остатки флюсуют фосфорной кислотой, натрием и остекловывают. Накопленные отходы характеризуются большим содержанием взвесей, осадков, что осложняет их переработку. Они могут быть переработаны лишь после специальной обработки, например, по технологии фракционирования на действующей электропечи либо с использованием других установок остекловывания.

Остекловыванию подвергаются «текущие» жидкие ВАО удельной активностью 5-40 Ки/л, полученные от регенерации ядерного топлива ВВЭР-440 и исследовательских установок. Химический и радионуклидный состав отходов приведен в табл. 2.7.

Процесс отверждения (остекловывания), заключается в переводе радионуклидов и других опасных для окружающей среды соединений в твердые формы – стеклообразные материалы в электропечах типа ЭП-500. В настоящее время электропечи ЭП-500/1, ЭП-500/2, ЭП-500/3 эксплуатируются в режиме остановленной нагрузки. Эти печи не работают и частично заполнены застывшей стекломассой, которую не было возможности слить из печи из-за отказа плавителей. Остекловывание в настоящее время осуществляется на электропечи ЭП-500/4. В год подвергается остекловыванию примерно 500 т отходов общей активностью около 10^{18} Бк (27 млн.Ки).

Процесс остекловывания состоит из следующих стадий:

Подготовка растворов к остекловыванию. На этой стадии происходит предварительное упаривание исходных высокоактивных растворов, смешение кубового остатка с жидким стеклообразователем (ортофосфорной кислотой) и усреднение исходного раствора перемешиванием.

Процесс остекловывания. В электропечь дозировано подаются исходный раствор и раствор восстановителя (этиленгликоля), который предотвращает образование кальцината на поверхности расплава и снижает унос твердой фазы и радионуклидов, в частности рутения-106, с отходящими газами. Процесс остекловывания с получением фосфатного стекла включает в себя ряд последовательных термохимических процессов, а именно: удаление воды, разло-

жение азотной кислоты, кальцинация и сплавление сухого остатка. Процесс «варки» стеклянной массы происходит при температуре от 800 до 1100° С с выгрузкой готовой стекломассы через сливное устройство в бидоны, рабочий объем которых составляет 200 л. Печь может использоваться также и для получения боросиликатного стекла при снабжении ее дополнительным узлом дозирования порошка и изменении состава добавок.

Размещение отходов в хранилище. С помощью кран-оператора три бидона объемом 200 л каждый дистанционно устанавливаются в металлический пенал. Пенал герметично закрывается крышкой и заваривается. Хранилище состоит из семи отсеков, в каждом из которых имеется 336 стояков. В каждом стояке устанавливается два пенала (один над другим). Для уменьшения температуры отходов в хранилище предусмотрена система воздушного охлаждения, представляющая собой свободные полости, через которые снизу пеналов подается воздух.

Задания и вопросы для самоконтроля

1. Что такое емкости-хранилища жидких РАО и, для каких целей они используются на ПЯТЦ?
2. Что определяет опасность хранения жидких ВАО в емкостях-хранилищах?
3. С какими проблемами столкнулись США при хранении ЖРО в емкостях-хранилищах больших объемов?
4. Какие ПЯТЦ в России осуществляют хранение жидких ВАО и САО в емкостях-хранилищах?
5. Дайте сравнительный анализ емкостей-хранилищ России и США.
6. Какие нарушения и аварии имели место при эксплуатации емкостей-хранилищ? Приведите описание аварии 1957 года на ПО «Маяк».
7. Назовите основные стадии по остекловыванию ВАО на ПО «Маяк».
8. Составьте список мероприятий, которые проводятся на ПЯТЦ для обеспечения безопасной эксплуатации емкостей-хранилищ.

Глава 3. ПОВЕРХНОСТНЫЕ ВОДОЕМЫ-ХРАНИЛИЩА ЖИДКИХ РАО

3.1. Общая характеристика водоемов-хранилищ

Существующая в настоящее время система обращения с ЖРО, использующая в качестве хранилищ естественные и искусственные поверхностные (открытые) водоемы-хранилища, начала складываться в 1950-1960-х годах, сразу после начала работ по оборонной программе в условиях гонки вооружения и соревнования ядерных технологий с США. В те годы были загрязнены реки под Челябинском в России, в Хэнфорде (США), Селлафилде (Англия) и др. местах, где создавались РХП. Принятие решения о хранении жидких отходов в поверхностных водоемах-хранилищах было вынужденным, позволившим сократить сроки создания ядерного оружия.

Примечание. Несмотря на то, что при радиохимической переработке ОЯТ как в СССР, так и в США использовались подобные технологии, в США вместо создания поверхностных водоемов-хранилищ было использовано хранение в резервуарах различного типа (гл. 2) как наземных, так и заглубленных, сброс в неглубокозагающие грунты через поглощающие траншеи, отстойники, колодцы (криты) [10], [16].

В настоящее время площадь поверхностных водоемов-хранилищ ЖРО занимает 104 км^2 при общей площади загрязнений на территории предприятий Минатома России около 480 км^2 . Основную потенциальную опасность представляют поверхностные водоемы-хранилища на ПО «Маяк», СХК и ГХК, площадь которых составляет примерно 91 км^2 , из них на ПО «Маяк» – 88 км^2 [41] – [47]. До недавнего времени в эксплуатации на ПЯТЦ находилось 20 поверхностных водоемов-хранилищ ЖРО. В настоящее время некоторые из водоемов-хранилищ находятся в стадии вывода из эксплуатации и сброс ЖРО в них прекращен.

Можно выделить следующие факторы, определяющие потенциальную опасность поверхностных водоемов-хранилищ [43], [44]:

- большой объем радионуклидов, содержащихся в приповерхностных водоемах-хранилищах (тысячи – миллионы кюри);
- наличие долгоживущих радионуклидов;

– значительная открытая водная поверхность, подверженная воздействию метеорологических явлений (ветер, смерч, атмосферные осадки и т.д.);

– возможное осушение бортов и дна водоемов, способное привести к ветровому уносу радионуклидов;

– отсутствие надежной системы барьеров на пути возможного распространения радионуклидов с подземными водами;

– возможность возникновения СЦР;

– возможность повреждения или разрушения ГТС, которые имеются практически на всех водоемах-хранилищах (плотины, обваловки водоемов, обводные каналы, станции перекачки воды).

Степень значимости того или иного фактора, способного привести к аварии с серьезными последствиями для окружающей среды и населения, определяется конкретными характеристика каждого водоема, его назначением и его состоянием (эксплуатация, вывод из эксплуатации, консервация).

В настоящее время поверхностные водоемы-хранилища ЖРО эксплуатируются с нарушением ряда положений нормативных документов, в частности [43]:

– не обеспечена надежная изоляция РАО от окружающей среды (ФЗ «Об использовании атомной энергии», ст.48);

– не обеспечена защита настоящего и будущих поколений, биологических ресурсов от радиационного воздействия РАО сверх установленных нормами и правилами в области ИАЭ пределов (там же, ст.48);

– нарушается запрет на сброс радиоактивных веществ в водные объекты и захоронение их в водных объектах (Водный кодекс РФ);

– не безопасны для окружающей среды условия и способы сбора, хранения и захоронения РАО (ФЗ «Об охране окружающей среды», ст.51, ч. 1);

– нарушается запрет на сброс РАО в поверхностные и подземные водные объекты, на водосборные площади, в недра и на почву (там же, ст.51, часть 2);

– нарушается запрет на сброс жидких радиоактивных отходов в водоемы (ОСПОРБ-99/2010);

– нарушается запрет на эксплуатацию ГТС без наличия лицензии (разрешения) (ФЗ «О безопасности гидротехнических сооружений»);

- не обеспечивается поддержание образования РАО на минимальном практически достижимом уровне (Объединенная конвенция, ст.11);

- возлагается чрезмерное бремя на будущие поколения (там же, ст.11);

- не удерживается на минимальном практически осуществимом уровне образование РАО (Принципы обращения с радиоактивными отходами, МАГАТЭ, серия №111-F, принцип 7);

- не надлежащим образом учитываются взаимозависимости между всеми стадиями образования РАО и обращения с ними (там же, серия №111-F, принцип 7).

Указанные выше нарушения по своему смыслу частично дублируют друг друга. Однако чтобы не исказить смысла требований, заложенных в нормативных документах и рекомендациях МАГАТЭ, они приведены в том виде, в котором они сформулированы в этих документах. Как следствие нарушения указанных выше ряда положений ФЗ и отступлений от рекомендаций документов МАГАТЭ, эксплуатация водоемов-хранилищ также не соответствует ряду требований нормативных документов, например, НП-016-05 (пп. 3.2., 3.7., 3.8., 3.13., 8.2., 8.3.); НП-058-04 (пп. 4.13., 4.14., 4.15., 4.22., 5.3., 7.1.-7.6.).

В табл. 3.2, 3.7 и 3.8 приведены некоторые сравнительные характеристики водоемов-хранилищ ПО «Маяк», СХК и ГХК. Данные по суммарной накопленной активности радионуклидов в водоемах, по альфа- и бета-излучающих радионуклидах в воде и донных отложениях и др. нельзя считать достаточно точными, поскольку содержание радионуклидов в водоемах зависит от многих факторов, определяющих баланс ЖРО в водоеме, в том числе:

- объема ЖРО, поступивших ранее и поступающих в настоящее время для хранения;

- геометрических характеристик водоема (отношение высоты к площади водоема);

- химического состава (кислая или щелочная среда, склонность к образованию осадков, способность к миграции или наоборот к поглощению породами и др.);

- радионуклидного состава ЖРО (период полураспада);

- метеоусловий (дождь, засуха, малоснежная зима, ветер и др.);

- состояния искусственных и естественных физических барьеров ложа водоема (дна, стенок, бортов дамб);

- гидрогеологических условий размещения водоема и, прежде всего, близости грунтовых вод и условий для подтягивания вод водоема;

- стадий жизненного цикла водоема-хранилища: активная эксплуатация (сброс ЖРО), консервация (временное прекращение эксплуатации), закрытие (окончательное прекращение сброса ЖРО) и вывод из эксплуатации (прекращение эксплуатации и проведение работ по засыпке водоема и реабилитации территории).

В каждом из водоемов все время происходят изменения его состава: увеличение жидкой фазы из-за поступления ЖРО и осадков и уменьшение – из-за испарений с поверхности и утечки ЖРО через ложе водоема. Кроме того, с течением времени происходит естественное уменьшение содержания короткоживущих радионуклидов за счет радиоактивного распада. Этим объясняется, по-видимому то, что сведения по активности в водоемах-хранилищах, приведенные в различных публикациях, иногда довольно сильно различаются. Подробная «инвентаризация» поверхностных водоемов-хранилищ является сложным, дорогостоящим и опасным (с точки зрения радиационного воздействия) мероприятием, поскольку требует взятие многочисленных представительных проб с различных точек акватории водоема и на разных глубинах, включая илистые образования на дне. Тем не менее работа по уточнению радиационных характеристик водоемов-хранилищ на ПЯТЦ периодически проводится.

В последующих разделах особое внимание уделяется водоемам ПО «Маяк», поскольку почти половина всех водоемов-хранилищ (40 %) находится на ПО «Маяк», площадь которых составляет 96 % от площади водоемов-хранилищ ПЯТЦ, и на этом предприятии при аварии на водоемах могут произойти наиболее опасные, с точки зрения возможного радиационного воздействия события.

3.2. Поверхностные водоемы-хранилища ПО «Маяк»

3.2.1. Характеристика водоемов-хранилищ

В 1946 году между двумя старинными уральскими поселками Касли и Кыштым, где каскадом расположены многочисленные озера, начали создавать плутониевый комбинат или Объект № 817 (в будущем ПО «Маяк»). Для РХП этого комбината необходимо было много воды, которую брали из местных озер и рек и которые в первые годы работы производства также использовали в качестве хранилищ ЖРО.

Примечание. Здесь уместно привести выдержку из книги В.Н. Михайлова [15]: «...Как непоправимо загрязнились р. Теча и другие чистейшие, благодатные водоемы Южного Урала, любимые места отдыха и туризма, вследствие сбросов в них жидких отходов радиохимического производства и какой урон нанесен прилегающей к реки Теча территории Челябинской и Курганской областей. Объяснять это только незнанием, неграмотностью, непредусмотрительностью, легкомыслием или небрежностью наших ученых – основателей новых наук, цветом нашей физической, химической, металлургической, радиохимической и других областей наук, нельзя. Все они во главе с И.В. Курчатовым, В.Г. Харитоновым и другими знали и понимали опасность радиационного облучения, а тем более повышенного, для жизни и здоровья человека...А сроки поджимали. Спецкомитет, ПГУ и сам И.В. Курчатов торопили: скорей, скорей. Монополию США на ядерное оружие необходимо было ликвидировать как можно быстрее...».

Использование водоемов-хранилищ в системе обращения с РАО. На ПО «Маяк» поверхностные водоемы-хранилища используются для временного хранения жидких САО и НАО.

Жидкие НАО формируются из следующих групп отходов [45]: ЖРО завода по переработке ОЯТ; отработанные регенерационные растворы установки химического обессоливания и очистки воды водоема-охладителя; хозяйственно-бытовые и ливневые воды промплощадки; сбросные воды спецпрачечной; сточные воды спецканализации химико-металлургического завода; хозяйственно-бытовые воды химико-металлургического завода.

На рис 3.1 показана схема обращения с жидкими НАО ПО «Маяк», а в табл. 3.1 характеристики этих отходов.

Воды спецканализации с удельной активностью $1,5 \cdot 10^{-5}$ Ки/л и средним солесодержанием до 1 г/л подвергаются обессоливанию и очистке от радионуклидов на ионнообменных фильтрах очистных сооружений (см.рис.3.1). Очищенная вода активностью $2 \cdot 10^{-7}$ Ки/л

сбрасывается в водоём оборотного водоснабжения В-2.

Регенераты очистных сооружений поступают в водоём В-3 Теченского каскада водоемов (ТКВ). Сброс кислых регенератов осуществляется в водоём В-4 и далее в водоемы В-10 и В-11.

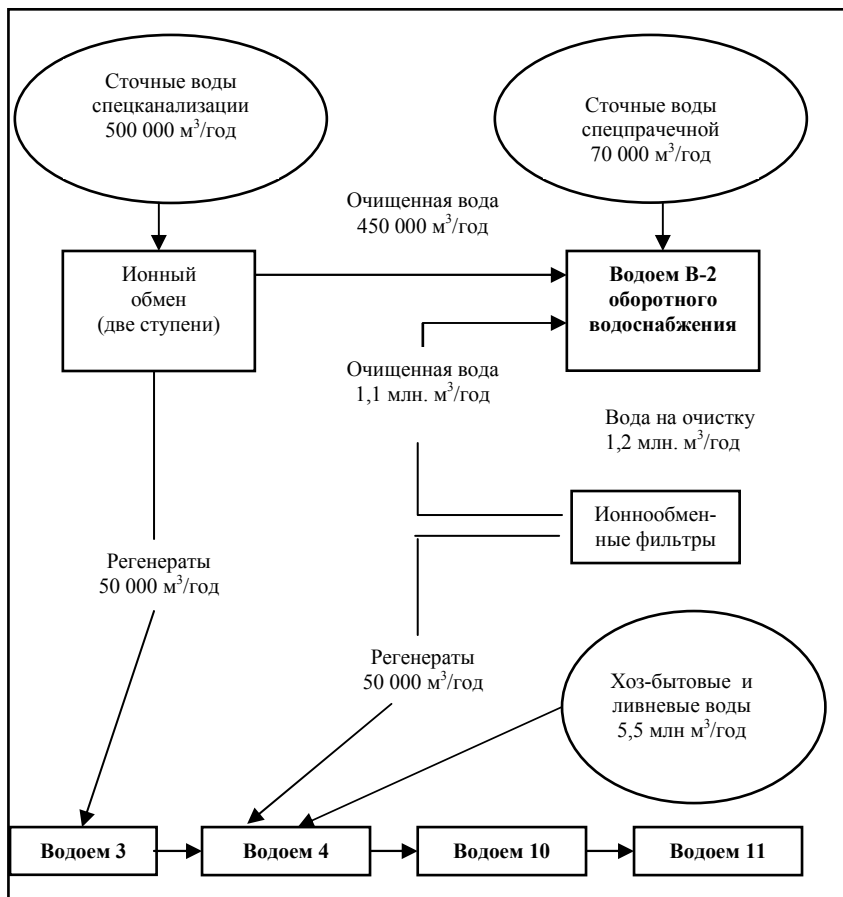


Рис. 3.1. Схема обращения с жидкими низкоактивными отходами ПО «Маяк»

К жидким САО относятся: дренажно-десорбирующие растворы, растворы отмывки и дезактивации оборудования, растворы промывки экстрагента и экстракторов, растворы дезактивации чехлов и пеналов, конденсаты спецгазоочистки ($2 \cdot 10^{-2}$ Ки/л), отрабо-

танные смолы и перлитные пульпы.

До 1992 года все жидкие САО сбрасывались в водоем В-9 без переработки. С 1992 года основная часть растворов среднего уровня подвергается упариванию. Кубовый остаток с удельной активностью до 2 Ки/л направляется в водоём В-9, а конденсат с удельной активностью 10^{-5} Ки/л направляется в спецканализацию. В В-9 сбрасываются среднеактивные ЖРО химико-металлургического завода (ХМЗ) удельной активностью $2 \cdot 10^{-3}$ Ки/л. Воды спецканализации ХМЗ перерабатываются на очистных сооружениях. Очищенная вода сбрасывается в водоем В-6, а гидратно-шламовая пульпа с альфа-активностью $2 \cdot 10^{-3}$ Ки/л, образующаяся в процессе коагуляции, вывозится цистерной в водоем В-17. С 1970 года после пуска в эксплуатацию выпарного отделения в В-17 поступает тритиевый конденсат (10^{-6} Ки/л).

Таблица 3.1

Объем и химический состав жидких НАО (2000 г.)

Показатель	ЖРО ОЯТ	Хозбыто- вые и лив- невые стоки	Стоки спецпра- чечной	ЖРО ХМЗ	Хозбытовые стоки ХМЗ
Объем, тыс., м ³	320	5300	70	110	170
Na ⁺ , мг/л	155	42	146	460	54
Ca ⁺ , мг/л	117	41	22	85	40
Mg ⁺ , мг/л	53	18	10	43	12
Cl ⁻ , мг/л	57	45	72	190	43
SO ₄ ²⁻ , мг/л	92	60	130	70	72
NO ₄ ²⁻ , мг/л	507	1	56	11	4
C ₂ O ₄ ²⁻ , мг/л	65	10	34	7	2
PO ₄ ³⁻ , мг/л	1	1	285	54	9
NO ₂ ⁻ , мг/л	24	2	5	2	1
ПАВ, мг/л	33	2	320	65	1
Сухой остаток, мг/л	1320	320	1050	976	514
Объемная актив. β-лучающих нуклидов, Ки/л	$3,7 \cdot 10^{-6}$	$2,3 \cdot 10^{-9}$	$1,7 \cdot 10^{-6}$	$9,2 \cdot 10^{-10}$	$1,5 \cdot 10^{-10}$
Объемная актив. β-излучающих нуклидов, Ки/л	$9,1 \cdot 10^{-8}$	$3,8 \cdot 10^{-10}$	$2,9 \cdot 10^{-8}$	$1,8 \cdot 10^{-7}$	$9,8 \cdot 10^{-11}$

Характеристика водоемов-хранилищ и накопленных в них ЖРО. Водоемы-хранилища находятся в следующих зонах: В-9 – на территории промышленной площадки ПО «Маяк»; В-2, В-3, В-4, В-10, В-11, В-17 – на территории санитарно-защитной зоны; В-6 – на территории зоны наблюдения ПО «Маяк». Водоемы хранилища В-2, В-6, В-9 образованы на местах существования бывших естественных озер, остальные водоемы – искусственного происхождения.

Ниже приводятся основные характеристики поверхностных водоемов-хранилищ ПО «Маяк», влияющих на безопасность их эксплуатации (табл.3.3) При этом основное внимание уделено водоемам В-9, В-17 и ТКВ, поскольку они представляют наибольшую опасность для окружающей среды, персонала и населения [18], [25], [41] – [47], [102] – [104].

Водоём В-2 (озеро Кызылташ) второй по величине водоём (после В-11) из расположенных на ПО «Маяк». Водоем предназначен для оборотного технологического водоснабжения производств ПО «Маяк» и охлаждения конденсационных установок. Является приемником для сбора части хозяйственно-бытовых и промышленных стоков предприятия и некоторых подразделений города и является хранилищем низкоактивных ЖРО.

Имеются следующие ГТС: регулируемое водопропускное сооружение на притоке в водоем; глухая плотина с регулируемым стоком; пять водозаборных устройств для отбора воды с глубины 4-6 м.

Суммарная активность альфа-излучающих радионуклидов составляет около 250 Ки, а суммарная активность радионуклидов цезия-137 и стронция-90 в воде и в донных отложениях составляет около 5,7 кКи и 27 кКи соответственно.

Водоём В-6 (озеро Татыш) используется, в основном, как источник и приемник воды оборотного водоснабжения плутониевого производства. Кроме охлаждающих вод в водоём сбрасываются низкоактивные ЖРО – воды спецканализации и хозяйственно-бытовые сточные воды.

Теченский каскад водоёмов (В-3, В-4, В-10, В-11) (ТКВ) начал создаваться в середине 50-х годов 20 века целью защиты открытой гидрографической сети от депонированных в верховьях реки Теча радионуклидов. Плотина П-10 была сооружена в 1956 г., но из-за высоких темпов заполнения водоёма В-10 в 1964 г. пришлось воз-

вести плотину П-11, которая образовала новый водоём – В-11. Заполнение В-11 начато в 1966 г. Впоследствии, для перехвата поверхностных водяных стоков в водоёмы с площади водосбора реки Теча, были построены правобережный (ПБК – в 1963 г.) и левобережный (ЛБК – в 1972 г.) обводные каналы. Эти обводные каналы могут выполнять также роль резервных стоков при переполнении водоёмов В-10 и В-11 в случае чрезвычайных обстоятельств (рис. 3.2).

В период с 1949 по 1952 гг. в реку Теча было сброшено $76 \cdot 10^6 \text{ м}^3$ отходов общей активностью $(2,7 \text{ млн. Ки}) \cdot 10^{17} \text{ Бк}$, среди которых радионуклиды стронция-90 и цезия-137 составляли, соответственно, 11,6 и 12,2 %. Современные оценки активности радионуклидов, депонированных в пойме и донных отложениях р. Теча, составляют для стронция-90 – $(1,5-3,0) \cdot 10^{13} \text{ Бк}$ и для цезия-137 – $(1,2-2,0) \cdot 10^{14} \text{ Бк}$. Причем основная часть активности депонирована на территории заболоченной части реки Теча – в Асановских болотах [15], [52].

Увеличение среднегодового количества осадков в последние 10 лет повысило уровень воды в каскаде водоемов, что увеличило опасность переполнения водоема В-11 и аварийного сброса радиоактивно загрязненных вод через плотину П-11 в открытую гидрографическую сеть.

Водоём В-3 (Кашкаров пруд) – искусственный пруд (с 1972 г.), предназначен для хранения пульпы и кислото-щелочных реагентов от очистки низкоактивных нетехнологических вод заводов.

ГТС: низконапорная земляная плотина П-3 (длина 1300 м, ширина по гребню 4,5 м), имеющая встроенный треугольный водослив; под зеркало воды водоема подведены трубопроводы для слива жидких сбросов и пульпы в водоем.

Толщина донных отложений до 25 см. Основная доля радионуклидов сосредоточена в слое толщиной 5 см. Содержание цезия-137 в воде и донных отложениях около 0,2 кКи и 14 кКи, и стронция-90 – 0,5 кКи и 2 кКи, соответственно.

Водоём В-4 (Метлинский пруд) – искусственный пруд (с 1956 г.) предназначен для хранения НАО от аппаратов химической подготовки (до $12,2 \cdot 10^3 \text{ м}^3$ в сутки) бытовых сточных вод с заводов промплощадки (до $5 \cdot 10^3 \text{ м}^3$ в сутки). ГТС: низконапорная земляная плотина П-3 и низконапорная земляная плотина П-4 (длина 1800 м, ширина по гребню - 7,5 м), разделяющая водоемы В-4 и В-10.

Содержание стронция и цезия-137 в воде и донных отложениях около 1,1 и 4,4 кКи, и стронция-90 – 1,7 и 1,1 кКи соответственно.

Водоем В-10 – искусственный пруд, предназначенный для хранения НАО. ГТС: плотины на притоке в водоем - П-4 и на стоке из водоема - П-10, снабженные водопропускными сооружениями.

В водоём поступают все НАО предприятия, не подлежащие сбросу в открытую гидрографическую сеть. Максимально допускаемый уровень воды лимитируется порогом аварийного водосброса. Содержание цезия-137 в воде и донных отложениях около 600 Ки и 68 кКи, и стронция-90 – 12,3 и 94 кКи соответственно.

Водоем В-11 – искусственный пруд является замыкающим в системе Теченского каскада промышленных водоемов-хранилищ жидких НАО. В водоём В-11 поступает (транзитом, через водоём В-10) около $7 \cdot 10^6 \text{ м}^3$ воды в год. ГТС: плотина П-10, отделяющая водоем В-10 от водоема В-11; плотина П-11, перегораживающая пойму реки Теча; насосная станция (на нижнем бьефе плотины П-11) для возврата фильтрата через плотину П-11 в водоем В-11.

Содержание стронция и цезия-137 в воде и донных отложениях около 1 кКи и 18 кКи, и стронция-90 – 16 и 12 кКи соответственно.

Водоем В-9 (озеро Карачай) расположен на месте озерной впадины естественного происхождения на участке водораздела между реками Теча и Мышеляк.

С начала эксплуатации водоема в 1951 г. и по настоящее время водоем В-9 является хранилищем жидких САО [15], [18], [25], [46].

Весной 1967 года, вследствие крайне засушливых погодных условий (малоснежная зима и сухая весна), береговая полоса водоёма обнажилась, и порывистыми ветрами в течение двух недель на прилегающую территорию было разнесено около 600 Ки радиоактивных веществ. Загрязненная территория составила 1800 км^2 , преимущественно захватив территорию уже существующего Восточно-Уральского радиоактивного следа. Это была вторая крупная авария, связанная с хранением РАО.

Таблица 3.2

Основные характеристики поверхностных водоемов-хранилищ ПО «Маяк»

	Теченский каскад водоемов				В-2	В-6	В-9	В-17
	В-3	В-4	В-10	В-11				
Проектный объем, млн.м ³	0,75	4,1	76	230	83	17	0,3	0,3
Суммарная накоп- ленная акт. радио- нуклидов, кКи (Бк)	44 (1,63·10 ¹⁵)	7,3 (2,7·10 ¹⁴)	230 (8,5·10 ¹⁵)	26 (9,6·10 ¹⁴)	22 (8,1·10 ¹⁴)	0,3 (1,11·10 ¹³)	120 000 4,44·10 ¹⁸)	1000 (3,7·10 ¹⁶)
Удельная α-активность, Ки/дм ³								
Воды	5,8·10 ⁻¹⁰	10 ⁻⁹	2·10 ⁻¹¹	10 ⁻¹²	5,6·10 ⁻¹²	6,6·10 ⁻¹¹	10 ⁻⁶	6·10 ⁻¹⁰
Донных отложений	1,2·10 ⁻⁸	2·10 ⁻⁸	4·10 ⁻¹⁰	2·10 ⁻¹¹	1,2·10 ⁻⁹	1,4·10 ⁻⁹	2·10 ⁻⁵	1,2·10 ⁻⁸
Удельная β-активность, Ки/дм ³								
Воды	10 ⁻⁶	0,4·10 ⁻⁶	3·10 ⁻⁷	10 ⁻⁹	7,5·10 ⁻⁹	2·10 ⁻¹⁰	7·10 ⁻³	1,5·10 ⁻⁵
Донных отложений	4·10 ⁻³	8·10 ⁻⁴	4·10 ⁻⁵	2·10 ⁻¹⁰	2·10 ⁻⁶	5·10 ⁻⁷	1,7	0,12
Характеристики водоемов								
Толщина донных отложений, см	25	15	20	30	до 80	20	20	20
Площадь водной поверхности, км ²	0,8	1,3	19	44	19	3,6	0,05	0,17
Происхождение	Искус.	Искусств.	Искусств.	Искусств.	Естеств.	Естеств.	Естеств..	Искусств..
Физические барьеры	Физических барьеров нет							
Наличие ГТС	Есть	Есть	Есть	Есть	Есть	Нет	Нет	Есть
Год ввода в эксплуата- цию	1972	1949	1957	1965	1948	1948	1951	1949

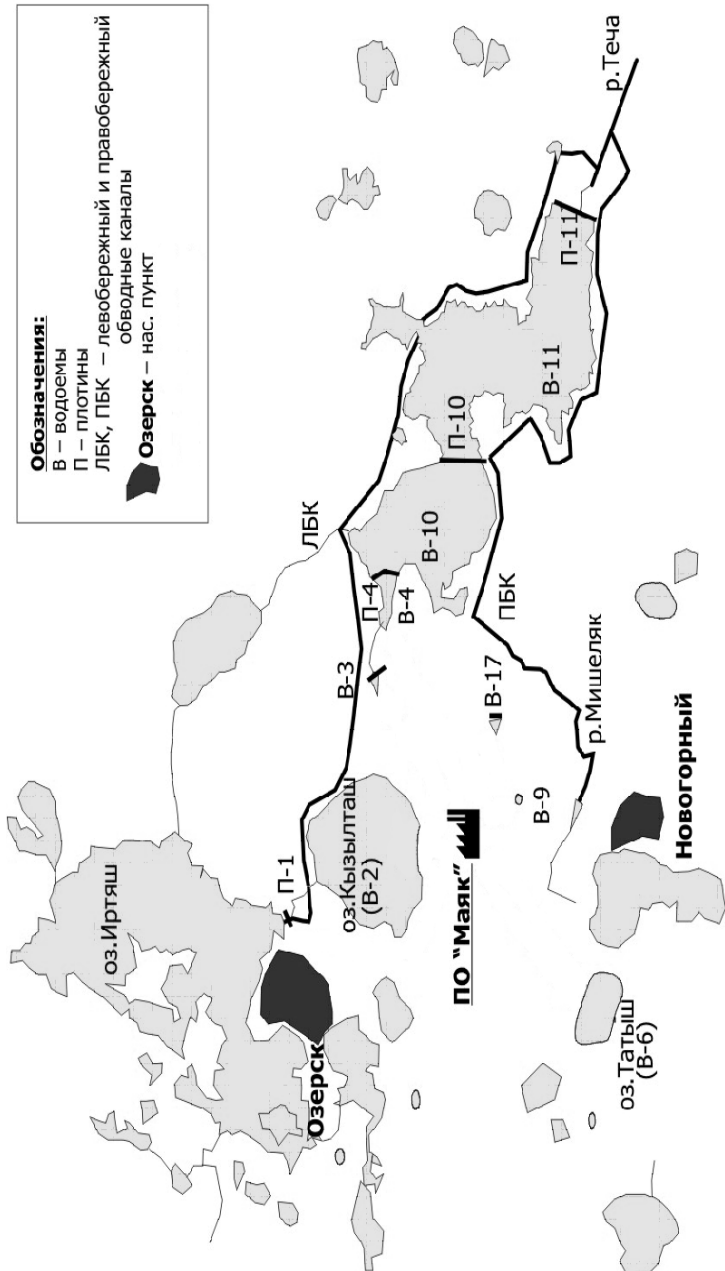


Рис. 3.2. Схема Теченского каскада водоемов

В сентябре 1967 г., с целью предотвращения подобных радиационных аварий в будущем, было принято решение о ликвидации водоема. В период с 1972 по 1980 гг. на предприятии был выполнен большой комплекс работ по закрытию мелководных участков водоема, и была разработана и опробирована технология закрытия глубоководной части акватории с применением полых железобетонных блоков ПБ-1, бетонных плит и скального грунта. Только в 1986 году начались реальные планомерные работы по ликвидации В-9. С ноября 1999 года в связи с высокой водностью засыпка водоема В-9 приостановлена. В результате засыпки акватория озера сократилась с 54 га до 10-11 га, локализовано около 60 % подвижных донных отложений по объему и 70 % всех радионуклидов, накопленных в водоеме. Содержание радионуклидов в открытой части водоема оценивается в 25-30 млн. Ки.

ГТС на В-9 отсутствуют, но на западе и северо-востоке водоема имеются грунтовые ограждающие дамбы, ограничивающие поверхностный сток воды, а также предотвращающие возможность разлива водоема. Часть берегов водоема укреплена с помощью каменно-набросных откосов. Сбросные растворы подаются по самотечным линиям, оборудованным гидрозатворами.

В водоем В-9 с 1951 года направлено около 4-5 млн. куб. м. отходов. За этот период было сброшено около 500 млн. Ки ЖРО разной категории активности и к настоящему времени, накопленная в водоеме активность, оценивается в 120 млн. Ки.

Химический и радионуклидный состав воды за время эксплуатации водоема (с 1951 г.) претерпевал значительные изменения в зависимости от применяемой технологии и объемов производств. Можно выделить два основных периода сбросов в водоем-хранилище В-9 [50], [51]:

– 1952-1970 гг. – использование *ацетатной осадительной технологии* с количеством сбросов от 90 до 140 тыс.м³ и активностью от 21 до 34 млн.Ки в год, в основном, короткоживущих радионуклидов с большим количеством солей (до 500 г/л нитрата натрия, до 300 г/л нитрата алюминия, до 60 г/л ацетатов, повышенное содержание железа, хрома, никеля);

– с 1971 г. – переход на *экстракционную технологию*, сокращение объема и общей активности сбросных вод (до 15-20 тыс.м³ и порядка 1 млн.Ки в год к настоящему времени); значительное

уменьшение минерализации растворов и появление органических веществ (ТБФ, ГХБД, синтин, амины, спирты). Общая активность сбросных растворов на 60-80 % обусловлена стронцием-90 и цезием-137.

Из накопленных радионуклидов: 70 млн. Ки – Cs-137; 40 млн. Ки – Sr-90 и Y-90. Большая часть радионуклидов в настоящее время локализована в закрытой части водоема-хранилища. Радионуклиды распределены между подвижными донными отложениями (60 %), суглинистым экраном ложи водоема (35 %) и водной фазой (5 %).

В табл. 3.3 приведены данные по содержанию урана и трансурановых элементов в воде и донных отложениях В-9 по результатам комплексного обследования, выполненного в марте 2002 года.

Приведенные в таблице данные показывают, что:

– общий объем накопленных в водоеме В-9 урана и ТУЭ составляет 0,8 млн.Ки;

Таблица 3.3

Распределение урана и ТУЭ в водоеме В-9 [49]

Среда водоема и ее показатели		Радионуклид				
		U-235 + U-238	Pu-239 + Pu-240	Am-241 + Pu-238	Cm-244	Np-237 + U-234
Вода	Максимальная объемная активность, Бк/л	500	$3 \cdot 10^4$	$4 \cdot 10^5$	$2 \cdot 10^5$	$1 \cdot 10^4$
	Общий запас, Бк	$2 \cdot 10^{11}$	$2,6 \cdot 10^4$			
Донные отложения	Максимальная удельная активность, Бк/кг сухого веса	$6,3 \cdot 10^5$	$1,2 \cdot 10^9$	$1,2 \cdot 10^{10}$	$2,3 \cdot 10^9$	$2 \cdot 10^7$
	Общий запас, Бк	$2,6 \cdot 10^{11}$	$3 \cdot 10^{16}$			
Общий запас в водоеме, Бк		$4,6 \cdot 10^{11}$	$3 \cdot 10^{16}$			

– альфа-активность *воды* (декантата) водоема обусловлена, в основном, америцием-241 и кюрием-244;

– альфа-активность донных отложений обусловлена, в основном, америцием-241, кюрием-244 и плутонием-239 и -240;

– объемная/удельная альфа-активность урана как в воде, так и в донных отложениях (толщина донных отложений порядка 10 см) на 3-5 математических порядков ниже, чем ТУЭ;

– более 99 % альфа-излучающих радионуклидов депонировано в грунтах дна; уран распределен практически поровну между водой и донными отложениями.

Таким образом, изучение распределения актинидов в различных средах водоема В-9 показало, что:

– поверхностный водоем-хранилище (В-9) – его жидкая и твердая фаза – содержит уран и трансурановые элементы в *уникально больших для природно-технических объектов концентрациях* (около $1,5 \cdot 10^{10}$ Бк/кг сухого веса донных отложений или 0,5 Ки/кг сухого веса);

– донные отложения водоема В-9 создают *мощный сорбционный барьер* на пути миграции ТУЭ в подземные воды.

В настоящее время на засыпанной территории водоема В-9 организован полигон захоронения ТРО (ПЗ ТРО В-9) низкой и средней категории активности (металлические отходы, спецодежда, средства индивидуальной защиты, стройматериалы и строительный мусор). На полигоне размещено около $7 \cdot 10^{14}$ Бк (20 кКи) ТРО. Основной радионуклидный состав: стронций-90 и цезий-137.

Водоем В-17 (Старое Болото) [42], [50] – искусственный водоем, образованный перекрытием естественного лога земляной плотиной, предназначенный для хранения жидких НАО и САО. ГТС – земляная низконапорная дамба (плотина П-17). Сбрасываемые растворы подаются в водоем по подземному трубопроводу, введенному в эксплуатацию в 1972 г.

Водоем использовался для приема аварийных и различных нетехнологических жидких отходов. Во время ликвидации последствий аварии 1957 г. в водоем поступило около 9 млн. Ки бета-излучающих радионуклидов, а за весь период было сброшено около 15 млн. Ки. С начала 70-х годов активность сбросов была сокращена на несколько порядков и в настоящее время не превышает 1000 Ки/год (по сумме бета-излучающих радионуклидов). Последние 30 лет водоем эксплуатируется преимущественно в режиме самоочищения. Общая активность радионуклидов, хранящихся в водоеме, составляет около 1 млн Ки. Основная часть активности депонирована в донных отложениях и грунтах и обусловлена главным образом стронцием-90. Водоем В-17 служит постоянным приемником пульпы и низкоактивных жидких отходов, содержащих тритиевый конденсат.

Формирование водного режима водоема В-17 существенно отличается от В-9, поскольку водоем В-17 расположен на склоне лога и вода в нем никогда не застаивается. При прекращении сбросов водоем В-17 полностью пересохнет в течение 5-10 лет.

Фильтрационный поток от водоема направлен в сторону ТКВ. Потери из водоёмов составляют около 300 куб.м. в сутки, загрязненные воды разбавляются по мере движения до 10 тыс. раз, достигая зоны разгрузки за 7-8 лет.

Кроме загрязнения подземных вод и общей для всех водоемов опасности ветрового уноса радиоактивности, для водоема В-17 существует опасность загрязнения близлежащей территории альфа-активными радионуклидами из-за разрушения плотины П-16 водоема-хранилища В-16, расположенной ниже в устье лога и создающей резервный бьеф. Территория между плотинами П-16 и П-17 использовалась в 1960-64 гг. в качестве резервного водоема В-16, в который сбрасывалась вода из В-17 при превышении проектного уровня. В соответствии с проектом параметры водоёма В-16 составляли: объем – 1,6 млн. куб м, площадь – 0,525 км² (рис.3.3).

В настоящее время реализуется проект по выводу из эксплуатации водоема В-17, в котором предполагается учесть опыт по закрытию В-9. Для этого необходимо полное прекращение сброса ЖРО и его закрытие. Работы по закрытию мелководных и наиболее загрязненных участков В-17 проводились на предприятии и ранее (в 1970-1990 гг.).

3.2.2. Загрязнение территории

Загрязнение территории в зоне влияния поверхностных водоемов-хранилищ ПО «Маяк» определяется прежде всего двумя основными факторами: распространением радионуклидов с подземными водами и ветровым разносом радиоактивных веществ. Кроме того, до сих пор еще сказываются загрязнения территории, обусловленные последствиями аварий 1957 и 1967 годов и особенно аварии 1957 года в хранилище жидких ВАО, образовавшей Восточно-Уральский след.

Водоемы-хранилища В-9 и В-17. Зоны влияния водоемов-хранилищ В-9 и В-17 на окружающую среду перекрываются, и поэтому их целесообразно рассматривать вместе. Конечно, главным

загрязнителем промышленной площадки и СЗЗ является водоем В-9, как самый мощный открытый радиационный источник этого региона. Значительно меньшее влияние оказывают водоем В-17 и Теченский каскад водоемов.

Существенная опасность радиоактивного загрязнения района, прилегающего к водоему В-9, связана с фильтрацией загрязненной воды в подземные водоносные горизонты. Основная часть радиоактивных веществ сорбируется на суглинках ложа водоема, но до 15 кКи ежегодно поступает в подземные воды. Поток загрязненных подземных вод, распространяющийся со скоростью до 80 м в год в южном направлении, уже достиг поймы реки Мишеляк. Непосредственная разгрузка радиоактивных веществ в реку Мишеляк, если не принять упреждающих действий, может достичь 300-500 Ки в год. По мере распространения загрязнения в подземных водах режимная сеть наблюдательных гидрогеологических скважин расширялась и на сегодняшний день составляет 189 шт. ПО «Маяк» и около 280 скважин ФГУП Гидроспецгеологии (рис.3.3).

Основными загрязняющими веществами являются нитрат-ионы и радионуклиды техногенного происхождения, такие как стронций-90, тритий, уран, гамма-излучатели (кобальт-60, рутений-106, цезий-137). Максимальный объем загрязнения подземных вод фиксируется по нитрат-иону, не вступающему в физико-химическое взаимодействие с водовмещающими породами. Площадь загрязнения составляет 10 км² при глубине 50 – 100 м. Под водоемом В-9 имеет место линза загрязненной радиоактивными отходами воды. Эта линза может подтягиваться к пойме реки Мишеляк при отборе воды из водозабора посёлка Новогорный. В настоящее время этот водозабор закрыт. Наибольшая протяженность загрязнения от водоема В-9 составляет около 5 км.

Измерения содержания радионуклидов в подземных водах междуречья рек Теча и Мишеляк, показывают, что превышение УВ в воде имеют место в зоне промышленной площадки и в СЗЗ. Следует также отметить, что количественные определения содержания компонентов загрязнителей в пробах воды, отобранных из русла реки Мишеляк, пока не показывают их существенного увеличения относительно фоновых концентраций.

Хотя регулярные наблюдения за миграцией урана и транс-

урановых элементов в подземных водах проводятся с 1984 года, но только в 2001-2003 годах были проведены детальные комплексные гидрогеологические исследования в районе В-9 [51]. Основные исследования проводились в междуречье рек

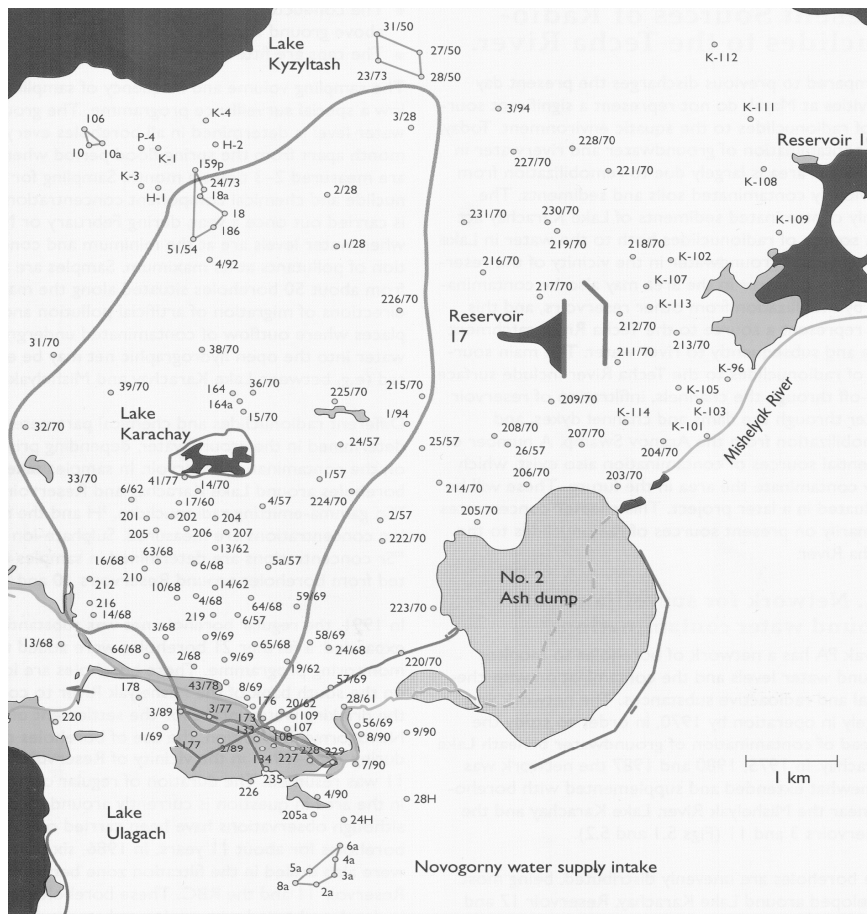


Рис. 3.3. Сеть контрольных скважин в районе водоемов-хранилищ В-9 и В-17: Lake Kyzyltash – озеро Кызылташ, Lake Karachay – озеро Карачай, Lake Ulagach – озеро Улугаш, Reservoir 17 – водоем 17, Mishelyak River – река Мишелак, Ash dump – золоотвал, Novogorny water supply intake – Новогорский водозабор

Теча и Мишелак. Впервые был определен изотопный состав техногенного урана в наиболее загрязненных подземных водах района водоема В-9. Этот уран характеризуется, прежде всего, повышенным содержанием урана-234 и большой вариабельностью (изменчивостью) изотопного состава техногенного урана (уран-234, -235, -238).

В табл. 3.4 и 3.5 приведены результаты исследований загрязнения ураном, ТУЭ, нитрат-ионами, цезием-137 и стронцием-90 подземных вод в междуречье рек Теча и Мишелак [49]. ТУЭ, изотопы урана, сторонций-90, нитрат-ионы и др. в загрязненном районе междуречья образуют вокруг В-9 пространственные кривые, концентрически расходящиеся от водоема.

Анализ данных позволяет выделить следующие особенности:

- сравнительно низкий уровень загрязнения подземных вод ТУЭ на фоне высокой удельной активности трансуранового загрязнения в самом источнике (В-9), превышающей значения УВ в тысячи и миллионы раз;

- существенные различия в изотопном составе трансурановых элементов, находящихся в воде водоема В-9 и в загрязненных подземных водах;

- большой уровень изотопов урана, которые попадают в подземные воды, практически в исходных концентрациях (десятки мг/л) и определяют уровень их альфа-активности;

- трансурановые элементы наблюдаются в подземных водах в концентрациях на несколько порядков меньше, чем в водоеме (из-за экранирования их донными отложениями);

- уран образует в подземных водах ареал, превосходящий по площади ареалы не только всех трансурановых элементов, но и вообще всех радионуклидов, поступающих из озера Карачай;

- уровень загрязнения части подземных вод ураном, нептунием-237 и юрием-244 соответствует НАО и площади этих зон составляют 10-20 % от общей площади ареалов каждого элемента.

Фильтрационные потери из водоема-хранилища В-9 оцениваются в пределах от 70 до 500 тыс. куб. м в год в зависимости от водности года.

Теченский каскад водоемов. Несмотря на меры, предпринятые на ПО «Маяк» (создание водоемов В-10 и В-11 с обводными кана-

лами), радиоактивное загрязнение реки Теча остается до сих пор значительно выше глобального характера [48], [52].

В настоящее время водное питание реки Теча в верховье формируется стоком воды по левобережному и правобережному каналам (ЛБК и ПБК). Существует фильтрационная связь между каналами и водоемами, причем в зависимости от соотношений уровней в каналах и в водоемах, фильтрация может быть направлена из водоема в канал или наоборот. Часть фильтрующей через плотину П-11 воды перехватывается дренажной системой и возвращается обратно в водоем В-11.

Другая часть воды, фильтрующей под плотиной и через дно водоема, не перехватывается дренажной системой и разгружается в реку Теча. Оценки показывают, что фильтрационные потери из водоема В-11 могут достигать 10-15 млн. куб. м в год.

В состав сбрасываемых ЖРО входили, в основном, бета-излучающие радионуклиды осколочного происхождения с периодом полураспада от нескольких суток до нескольких десятков лет и незначительная часть альфа-излучающих нуклидов (урана, плутония, америция). После середины 1960-х годов радиоактивность стала определяться в основном стронцием-90 и цезием-137 и значительно в меньшей степени изотопами плутония и технецием-99.

Фильтрационное поступление стронция-90 через левобережный и правобережный каналы в р.Теча увеличился за последнее время из-за роста уровня воды в водоеме В-11. С 1990 года радиоактивное загрязнение реки по стронцию-90 стало определяться в основном за счет поступлений загрязненной воды из водоема В-11 на уровне около 25-65 Ки/год. «Запас» стронция-90, депонированного в речной сети в настоящее время (2005 г.) застабилизировался на уровне около 500 Ки. «Режим стабилизации» характеризуется условием, при котором поступление стронция-90 в речную систему с водоема В-11 практически полностью компенсируется процессами радиоактивного распада и вымывания (десорбции), а содержание стронция-90 остается практически постоянным по всей длине реки.

Содержание цезия-137, технеция-99 и изотопов плутония в воде реки Теча в разных местах в 10-1000 раз меньше УВ в соответствии с нормами НРБ-99/2009 для этих элементов и не представляет реальной радиационной опасности. Основным источником поступле-

Таблица 3.4

Характеристики загрязнения подземных вод в районе водоема В-9

Характеристика техногенно-загрязненных вод, вклад в общую активность (ОА)		Радионуклиды				
		Изотопы U	Pu-239+Pu-240	Am-241	Cm-244	Np-237
Значения УВ, Бк/л Подземные воды	Вклад в ОА (мин), %	2,9-3,1	0,56	0,69	1,2	1,3
	Вклад в ОА (макс.), %	80,0	0,006	0,004	0,001	0,05
	Вклад в ОА (ср.), %	99,5	0,2	1,5	0,05	20
	Вклад в ОА (ср.), %	97	0,06	0,2	0,02	2,7
	ОА (макс.), Бк/л	2300	2,1	6,4	14,0	18,2
Интенсивность загрязнения подземных вод (ОА) _{макс} /УВ		766	3,7	9,3	11,7	14,0
Вода В-9	Вклад в ОА (мин), %	1	0,5	57*	25	0,2
	Вклад в ОА (макс.), %	7	6	66*	37	1
	Вклад в ОА (ср.), %	3,8	3,6	62,3*	29,8	0,5
	ОА (макс.), Бк/л	1,2·10 ⁴	9,0·10 ⁴	8,5·10 ⁵ (9,6·10 ⁵ *)	6,2·10 ⁵	3,3·10 ³ (9,3·10 ³ *)
Интенсивность загрязнения подземных вод (ОА) _{макс} /УВ		4,1·10 ³	1,6·10 ⁵	1,2·10 ⁶	5,1·10 ⁵	2,5·10 ³

Примечание к табл. 3.4. Обозначения: * – с учетом суммы изотопов Am-241+Pu-238; ** – с учетом суммы изотопов Np-237+U-234; ОА – общая активность; УВ – уровень вмешательства в соответствии с табл. приложения П-2а НРБ-99/09.

Таблица 3.5

Размеры ареалов распространения в подземных водах актинидов, нитрат-иона, стронция-90 и цезия-137

Радио- нуклид	В границах значения УВ*					В границах значения 10 УВ			
	Пло- щадь, км ²	Расстояние от центра В-9 по направлению, км		Пло- щадь, км ²	Расстояние от центра В-9 по направлению, км	С	Ю	З	В
		С	Ю						
U	17,3	3,2	3,1	2,5	1,5	13,9	2,3	3,0	2,4
Np-237	13,4	2,8	3,0	2,5	1,3	2,6	0,8	2,6	0,4
Am-241	7,8	1,3	3,0	1,4	1,2	Ареал отсутствует			
Pu-239+	7,2	1,7	2,7	1,4	1,0	Ареал отсутствует			
Pu-240									
Sm-244	4,1	0,7	1,5	1,2	1,2	0,5	0,3	0,3	0,5
Нитрат- ион	20,6	3,5	3,35	2,6	2,3	-	-	-	-
Sr-90	16,5	3,3	3,0	2,2	2,0	13,7	3,1	2,8	2,0
Cs-137	8,8	1,7	2,6**	1,6	1,3	6,0	1,6	1,7	1,4
									1,0

Примечание к табл. 3.5. С, Ю, З, В – обозначают, соответственно, – север, юг, запад и восток; * – по урану соответствует 75 мкг/л; прочерк в ячейке таблицы означает: для нитрат иона в границах значений ПДК; ** – в юго-западном направлении.

ния этих радионуклидов в воды реки является процесс взмучивания (водной эрозии) донных отложений в районе Асановских болот.

Поступление трития в реку Теча определяется объемом фильтративных потерь из водоемов ТКВ. Содержание трития в воде реки Теча в 10-100 раз меньше УВ в соответствии с НРБ-99/2009.

Загрязнения приземного слоя атмосферы и поверхности почвы осуществляется за счет воздействия следующих факторов:

- выноса ветром радиоактивных аэрозолей (береговой пыли) с оголенной части береговой полосы;
- смачивания волнами или брызгами берега с последующим его высыханием;

Таблица 3.6

Данные по загрязнению атмосферы и почвы в районе водоемов В-9 и В-17

Место отбора проб	Год	Сумма бета-излучающих радионуклидов	Стронций-90, $DOA_{\text{нас.}}=2,7$ Бк/м ³	Цезий-137 $DOA_{\text{нас.}}=27$ Бк/м ³	Плутоний $DOA_{\text{нас.}}=2,5$ мБк/м ³
Плотности радиоактивных выпадений из приземного слоя атмосферы, Бк/м ²					
В-9 север	2004	20000	3400	4300	26,0
	2005	51700	20000	4200	9,0
В-9 восток	2004	72000	9500	20000	320,0
	2005	11900	35000	19200	176,0
В-9 юг	2004	7300	500	6900	22,0
	2005	5800	1100	4800	12,0
В-9 запад	2004	6300	750	5400	40,0
	2005	5800	1800	2600	25,0
В-17	2004	31000	2500	5000	12,3
	2005	5800	1800	2600	25,0
Объемные активности радионуклидов в приземном слое атмосферы, мБк/м ³					
В-9 север	2004	60	7,6	53	0,10
	2005	48	14	13	0,12
В-9 восток	2004	270	75	152	0,50
	2005	260	80	91	0,50
В-9 юг	2004	17	1,2	16	0,11
	2005	30	3,0	26	0,11
В-9 запад	2004	5,5	0,5	5,3	0,02
	2005	12	3,6	3,0	0,02
В-17	2004	164	18	132	0,025
	2005	96	58	68	0,03

- выноса радиоактивных аэрозолей с водной поверхности водоема;
- глобальных выпадений радионуклидов с осадками;
- вторичного загрязнения с ранее загрязненных территорий в результате аварий 1957 и 1967 годов.

Исследования, проведенные в ПО «Маяк» показали, что ни один из ближайших населенных пунктов не попадает в зону влияния водоемов ПО «Маяк» (табл. 3.6). Уровни содержания основных дозобразующих радионуклидов в атмосферном воздухе уже в районе водоемов В-9 и В-17 намного ниже, чем уровень допустимой объемной активности для населения ($ДОА_{\text{нас}}$) в соответствии с требованиями НРБ-99/2009. Исследования также показали, что влияние водоемов ограничивается расстоянием 300-1000 м от береговой линии водоемов. Эта зона определяется как территория, на которую поступают радиоактивные аэрозоли с ветровым переносом активности в 10-50 раз превосходящей глобальный уровень.

3.2.3. Деятельность предприятия по повышению безопасности и реабилитации территорий

Для обеспечения безопасности поверхностных водоемов-хранилищ при эксплуатации, проведении профилактических работ, контролю за состоянием технических сооружений водоемов на ПО «Маяк» с 1997 года введены в действие отраслевые «Санитарно-гигиенические требования и мероприятия по обеспечению безопасного режима эксплуатации и регулирования промышленных водоемов на ПО «Маяк».

В 1998 году специалистами ПО «Маяк» разработаны научно-обоснованные предельные нормы содержания альфа-излучающих радионуклидов в жидких РАО, сбрасываемых в промышленные водоемы ПО "Маяк". При этом исходили из следующих предположений и допущений:

1. Действующая в настоящее время на ПО «Маяк» система обращения с ЖРО, содержащими альфа-излучающие нуклиды, *не претерпит существенных изменений* в ближайшие 20 лет (в части объемов, активности и нуклидного состава).

2. За указанные 20 лет *не произойдёт существенных изменений* в гидрогеологическом, биологическом и физико-химическом режиме эксплуатации промводоёмов.

3. Нормативы на сброс устанавливаются *только для урана и техногенных радионуклидов* (плутоний, америций, кюрий). Альфа-излучающие радионуклиды природного происхождения не рассматриваются. Все рассматриваемые нормативы и параметры должны иметь среднегодовое усреднение с учетом возможных сезонных колебаний.

4. Основным критерием методики нормирования сбросов ЖРО, содержащих альфа-излучающие нуклиды, является *не увеличение во времени среднегодовой концентрации* всех рассматриваемых альфа-излучающих нуклидов в воде каждого водоема-хранилища.

5. Основным принципом методики является использование только консервативных (ужесточающих) положений и значений параметров, обеспечивающих безусловное *неухудшение* в будущем условий ядерной и радиационной безопасности эксплуатации водоемов.

В результате проведенных исследований было установлено, что более 90 % всех радионуклидов, попадающих в водоемы-хранилища, скапливаются в их донных отложениях. Таким образом, если нарастающий слой донных отложений в состоянии поглотить новую порцию отходов, то концентрация отходов в жидкой фазе не будет увеличиваться. Принимая консервативные величины нарастания слоя ила во всех водоемах 5 мм в год (за исключением 2 мм в год для В-9), в работе были получены ограничения на величины сбрасываемых ЖРО в водоемы ПО "Маяк" (концентрация, объёмы), т.е. нормы сброса. Сделанные оценки оказались больше (а иногда значительно больше), чем реальные объёмы и концентрации сбрасываемых ЖРО. Эти исследования также показали, что эксплуатация водоемов-хранилищ на ПО "Маяк" еще в течение, по крайней мере в течение 20 лет, приведет к увеличению накопленной активности альфа излучающих нуклидов не более, чем в 1,5-1,6 раза в целом в водоеме и эти радионуклиды в основном осядут в иле донных отложений.

На предприятии постоянно ведутся работы по реабилитации загрязненных территорий района водоемов В-9 и В-17 и ТКВ. Эти работы включают в себя следующие основные мероприятия:

- радиационная реабилитация верхнего слоя почвы;
- решение проблемы загрязнения подземных вод;
- предотвращение дальнейшего загрязнения реки Теча;
- снижение уровня загрязнения ТКВ.

Для реабилитации территории междуречья рек Теча и Мишелак в 1980-1990-х годах выполнен большой объем работ по засыпке загрязненных территорий, прилегающих к водоемам В-9 и В-17. В результате радиоактивное загрязнение поверхности снизилось в 10-100 раз. Уменьшение площади акватории водоема В-9 привело к резкому снижению ветрового выноса радиоактивных веществ и улучшению радиационной обстановки – уровни загрязнения приземного слоя воздуха в непосредственной близости от водоема уменьшилось почти в 10 раз.

Следует отметить, что участки, прилегающие к водоему В-17, имеют гораздо меньший уровень загрязнения по сравнению с территорией, прилегающей к водоему В-9. Как уже отмечалось ранее, наиболее «грязные» участки района В-17 были закрыты в 1970-1990-х гг. Основные реабилитационные работы предусматриваются в проекте закрытия водоема В-17.

Реабилитационные работы по ограничению загрязнения из-за подземных вод включает в себя следующие аспекты [50]:

- мониторинг радиоактивного загрязнения подземных вод;
- создание (использование) надежных естественных, а при необходимости и искусственных барьеров на пути поступления радионуклидов в открытую гидрографическую систему.

В течение всего периода эксплуатации поверхностных водоемов-хранилищ на ПО «Маяк» осуществляется мониторинг водоемов и подземных вод по всей территории комбината и особенно в районе водоемов В-9, В-17, ТКВ и реки Теча (см. рис 3.3).

На ПО «Маяк» регулярно проводятся комплексные обследования водоемов. В 1993 -1994 гг. на территории ПО «Маяк» совместной группой российско-норвежских специалистов были проведены исследования состояния загрязнения территории комбината с целью выяснения возможного влияния ПО «Маяк» на уровень загрязнения через речную систему северных морей. Основное внимание в этой работе было уделено ТКВ, водоемам В-9 и В-17 [25]. Последние комплексные обследования водоемов проводились в 2000 г. (В-17) и в 2002 г. (В-9) [50], [51].

Для обеспечения научного обоснования проведения практических работ по засыпке акватории водоема В-9, специалистами ПО «Маяк», ФЭИ и ГПП «Гидроспецгеология» разработана миграционная гидродинамическая модель участка и программный комплекс «GEON». Расчеты, выполненные с помощью этого комплекса, подтвержденные данными мониторинга, показали, что естественные барьеры на пути загрязненных подземных вод позволяют изолировать радиоактивную линзу под водоемом В-9 от бассейна рек Мишелак и Теча. Хотя решение задачи моделирования по распространению трансурановых элементов не позволяет получить в настоящее время достаточно надежных прогнозных результатов из-за недостаточной изученности поведения трансурановых элементов в разных породах. Тем не менее можно отметить сравнительно низкий уровень загрязненности подземных вод этими элементами из-за высокой «очищающей» способности природной системы В-9 по отношению к трансурановым элементам.

Снижение загрязненности поймы реки Теча и территорий, прилегающих к ТКВ, возможно в настоящее время путем поддержания уровня воды в В-11 в безопасных пределах, не допускающих миграции и перелива воды из В-11 в реку Теча (эти требования изложены в санитарных и технологических документах предприятия), а также путем очистки воды водоема В-11 от радионуклидов. На предприятии совместно с рядом научных учреждений страны ведется разработка технологий и оборудования по очистке вод ТКВ и дальнейшем сбросе очищенной воды в открытую гидрографическую сеть [53]. Проведены опытные испытания четырех вариантов мембранно-сорбционной схемы очистки вод ТКВ. Все варианты обеспечивают высокий уровень очистки от бета-излучающих радионуклидов (от 200 до 8000). Однако оптимальным по ряду показателей (количество и состав вторичных ТРО, отверждение, себестоимость очищенной воды и др.) была признана схема переработки, включающая ультрафильтрацию, обратный осмос и сорбцию. Стоимость такой установки с производительностью в 1 млн.куб. м в месяц оценивается в 40-50 млн. евро.

С целью контроля влияния ТКВ на гидродинамический и гидрохимический режим подземных вод по периметру ТКВ была создана сеть наблюдательных скважин, систематические наблюдения в которых начаты с середины 1980-х годов. В настоящее время сеть

наблюдательных скважин состоит из 235 скважин, наблюдения по которым проводят специалисты ПО «Маяк», ГГП Гидроспецгеологии и ВНИПИпромтехнологии.

Самым радикальным способом улучшения радиационной обстановки в зоне влияния поверхностных водоемов-хранилищ является их вывод из эксплуатации и закрытие-изоляция от окружающей среды. Конечно, при этом полной изоляции добиться возможно только сверху, закрыв открытую водную поверхность и превратив водоемы-хранилища в могильники ТРО. Основными задачами предприятия в ближайшем будущем являются:

- создание технологических схем и участков, обеспечивающих прекращение сброса ЖРО водоемы В-9, В-17 и ТКВ. Для водоема В-9 – в первую очередь создание установки отверждения ЖРО с производительностью превышающей уровень сброса САО в водоем.
- завершение работ по закрытию водоема В-9;
- реализация программы снижения сброса ЖРО в ТКВ с дальнейшим прекращением этого сброса;
- создание станции по очистке вод В-11 от радионуклидов;
- совершенствование существующей системы мониторинга;
- научно-техническое сопровождение работ, проведение модельных расчетов.

3.3. Поверхностные водоемы-хранилища СХК

Общая характеристика обращения с ЖРО. Поверхностные водоемы-хранилища СХК предназначены для временного хранения, усреднения, выдержки и декантации ЖРО (табл. 3.7). На предприятии в системе обращения с ЖРО до недавнего времени использовалось восемь водоемов-хранилищ. Они представляют собой специальные земляные ГТС. Основная задача водоемов заключается в технологической подготовке ЖРО для глубинного захоронения их на полигонах пл.18 и пл.18а. (гл. 4).

ЖРО СХК подразделяются на сточные воды, нетехнологические и технологические ЖРО. Использование водоемов-хранилищ СХК в системе обращения ЖРО состоит в следующем [107].

Сточные воды, прошедшие механическую фильтрацию, коагуляцию и ионообменную дезактивацию поступают в водоем ВХ-1 и

после отстоя в этом водоеме сбрасываются в открытую гидросеть реки Томь. Воды, прошедшие только механическую очистку, смешиваются с высокосолевыми низкоактивными ЖРО и направляются на полигон удаления нетехнологических растворов (пл.18). Декантат из пульпохранилища ПХ-1 передается в пульпохранилище ПХ-2 и далее на пл.13, где смешивается с НАО и затем поступает на пл.18 для глубинного захоронения. Высокосолевые НАО и пульпы направляются на временное хранение и усреднение в водоем Б-25 и далее в пульпохранилища ПХ-1 и ПХ-2.

Средне- и высокоактивные ЖРО, отработанная органическая фаза подаются на ПГЗ технологических отходов (пл.18а) через станцию подготовки. До 1982 года удаление технологических растворов осуществлялось через водоемы-хранилища Б-1 и Б-2. В настоящее время оба водоема (бассейна) выведены из технологической цепи обращения с ЖРО (поступление ЖРО и передача ЖРО на пл.18а прекращены), а сами бассейны находятся в стадии вывода из эксплуатации.

Характеристики водоемов-хранилищ и накопленных в них ЖРО. Все водоемы-хранилища СХК расположены в пределах промышленной зоны СХК (табл. 3.7) [18], [42], [46].

Планы комбината по закрытию водоемов-хранилищ. На СХК в 1996 г. были введены в действие *"Временные санитарные правила консервации поверхностных (открытых) хранилищ жидких радиоактивных отходов Сибирского химического комбината"* (ВСП КХРО-96)", которые регламентируют комплекс санитарно-защитных мероприятий при консервации водоемов-хранилищ СХК [54]. В этом документе под *консервацией* понимается комплекс работ, выполняемых после временного или окончательного прекращения эксплуатации хранилища в регламентном режиме и имеющих целью приведение всех сооружений хранилища и территории, находящейся под его воздействием, в состояние, исключающее их вредное влияние на производственный персонал, население и окружающую среду. Указанные правила касаются всех водоемов-хранилищ СХК. Консервация рассматривается как этап перед ликвидацией или выводом из эксплуатации водоемов. Таким образом, уже с 1996 г. руководство комбината начало решать вопросы закрытия и вывода из эксплуатации всех водоемов-хранилищ, находящихся в технологической цепи производства.

Предполагается, что все имеющиеся поверхностные водоемы-хранилища (водохранилища ВХ-3, 4, пульпохранилища ПХ-1, 2, бассейны Б-1, 2, Б-25) должны быть исключены из схемы обращения с жидкими НАО, законсервированы и ликвидированы.

После консервации и вывода из эксплуатации открытых хранилищ обращение с жидкими РАО должно осуществляться по двум схемам:

- очистка ЖРО до сбросных норм и направление очищенных вод в открытую гидросеть;
- подготовка ЖРО и их захоронение на существующих ПГЗ ЖРО.

Отличительной особенностью водоемов-хранилищ СХК является их искусственное происхождение и сооружение по специальным проектам. В водоемах-хранилищах ВХ-1, ВХ-3 и ВХ-4 не были предусмотрены противofiltrационные инженерные барьеры, в отличие от водоемов-хранилищ Б-1, Б-2, Б-25 и пульпохранилищ ПХ-1, ПХ-2. Это связано с тем, что водоёмы ВХ-1, ВХ-3, ВХ-4 предполагалось использовать для отстоя ЖРО, содержащих низкие концентрации радионуклидов. Отметим, что проектные противofiltrационные экраны рассчитаны на 10-15 лет при скорости вертикальной фильтрации растворов через экраны $(3,6-4,0) \cdot 10^{-4}$ м/сут. В настоящее время в днище ПХ-2 имеется узкая аномальная зона повышенной фильтрации. Утечек из других водоемов-хранилищ, имеющих противofiltrационные экраны, пока не отмечено, хотя в соответствии с указанными проектными сроками к настоящему времени экраны всех водоемов-хранилищ должны были бы исчерпать свой проектный ресурс. Однако проведенные на СХК в 1997-1999 годах исследования показали, что из-за физико-химического взаимодействия глиняного экрана с декантатом водоёмов развиваются процессы омоноличивания экранов, при которых вертикальная скорость фильтрации уменьшается до $4 \cdot 10^{-5}$ м/сутки, т.е. на порядок ниже предполагаемой и получаемой ранее в экспериментах.

Таблица 3.7

Характеристики водоемов-хранилищ ОАО СХК

Характеристики водоемов-хранилищ	Водоемы-хранилища СХК							
	Б-1	Б-2	Б-25	ПХ-1	ПХ-2	ВХ-1	ВХ-3	ВХ-4
Общая накопленная активность радионуклидов кКи, (Бк)	70000 (2,6·10 ¹⁸)	50000 (1,8·10 ¹⁸)	1,4 (5,2·10 ¹³)	1,5 (5,4·10 ¹³)	1,5 (5,4·10 ¹³)	–	1,0 (3,7·10 ¹³)	1,0 (3,7·10 ¹³)
Объем проектный, тыс. м ³	150,0	135,0	25,0	100,0	210,0	430,0	2470,0	4350,0
Площадь поверхности, км ²	0,063		0,015	0,02	0,046		1,36	1,35
Происхождение	икуств.	икуств.	икуств.	икуств.	икуств.	икуств.	икуств.	икуств.
Физические барьеры, толщина, м	0,6-1,5	0,6-1,5	0,75	0,5-1,4	0,5-1,4	нет	нет	нет
Наличие ГТС	нет	нет	нет	нет	нет	–	плотина	плотина
Год ввода в эксплуатацию	1961-1964	1961-1964	1963	1961	1971	1955	1955-1959	1955-1959

В настоящее время водоем Б-1 не используется в технологической схеме, но продолжает оставаться потенциально опасным объектом, эксплуатация которого состоит в поддержании постоянного уровня зеркала водной поверхности и наблюдении за показаниями контрольных скважин.

Акватория водоема Б-2 в настоящее время засыпана, но из-за подъема уровня загрязненных вод за счет поступления атмосферных осадков может возникнуть опасность затопления перекрытой части хранилища и дальнейшего загрязнения прилегающей территории за счет ветрового уноса.

Загрязнение территорий. За счет ветрового уноса радионуклидов с водной поверхности водоемов Б-1 и Б-2 образовалось ряд площадок, загрязненных радионуклидами цезия-137 и стронция-90. Так, на расстоянии 100 м от водоёмов Б-1 и Б-2 с подветренной стороны содержание указанных радионуклидов достигает соответственно 60 мКи/м^2 и 260 мКи/м^2 с уменьшением их содержания до $0,2 \text{ мКи/м}^2$ по стронцию-90 и до $1,0 \text{ мКи/м}^2$ по цезию-137 на расстоянии от 1,5 до 4,5 км. Эта площадка находится в пределах промышленной зоны комбината [42].

Мощность дозы гамма-излучения в районе расположения водоемов Б-1 и Б-2, а также ВХ-3 и ВХ-4, не превышает $0,03 \text{ мЗв/час}$ на расстоянии 100 м от обваловки водоемов и $0,45 \text{ мЗв/час}$ – по периметру ВХ-3.

В результате сброса в реку Томь (через ВХ-1) охлаждающих вод реактора И-1 содержание радионуклидов цезия-137, стронция-90 и плутония-239 в поверхностном слое почвы в пойменной части реки Томь на всем её протяжении от места выпуска сточных вод до устья находится в глобальных пределах уровней $30\text{-}100 \text{ мКи/км}^2$ по цезию-137 и стронцию-90 и до 10 мКи/км^2 по плутонию-239. Исключение составляет участок Черныльщиковой протоки, а также другие отдельные участки в устье реки Томь, где уровни содержания в почве поймы указанных радионуклидов могут превышать в 2 раза концентрации, определяемые глобальными выпадениями.

Следует отметить, что содержание радиоактивных веществ в приземном воздухе в районе расположения хранилищ ЖРО значительно ниже $\text{ДОА}_{\text{нас.}}$, установленных в НРБ-99/2009.

3.4. Поверхностные водоемы-хранилища ГХК

Водоемы-хранилища в системе обращения с ЖРО на ГХК используются для отстоя ЖРО, приема сбросных аварийных вод и подготовки ЖРО (отстоя) перед захоронением их на ПГЗ ЖРО площадки «Северный». В настоящее время в эксплуатации на предприятии имеется три водоема-хранилища, которые представляют собой специальные ГТС для обращения с жидкими НАО и загрязненными водами (табл. 3.8).

На ГХК жидкие РАО подразделяются на: нормативно-чистые воды, нетехнологические НАО (спецканализация), низкоактивные засоленные ЖРО и технологические САО и ВАО.

Источниками образования *нормативно-чистых вод* являются: охлаждающие воды РХП, включая дренаж вентиляционных систем и паропроводов, трапные воды помещений третьей зоны и санпускников (около 37 Бк/л), очищенные воды спецканализации основных производств предприятия (около $1,85 \cdot 10^3$ Бк/л), сточные воды спецпрачечной (около 370 Бк/л), воды разгрузочных скважин полигона "Северный" и др.

Нормативно-чистые воды направляются в водоем-хранилище (бассейн) 366 по трубопроводу диаметром 1400 мм и далее в реку Енисей (режим № 1), либо напрямую в Енисей (режим № 2). Из бассейна 366 основной объем (до 65 тыс. м³/сут.) через перелив и рассеивающий выпуск сбрасываются в р. Енисей. При повышении активности нормативно-чистых вод передача вод осуществляется по трубопроводу 1400 мм в бассейн аварийных вод 365.

Источниками образования *нетехнологических отходов (воды спецканализации)* являются: воды перелива и опорожнения технологических шахт реакторного производства, бассейнов выдержки ОЯТ, опорожнения трубопроводов I контура и продувочные воды I контура и воды от дезактивации поверхностей оборудования (удельная активность до $1,85 \cdot 10^6$ Бк/л), нетехнологические отходы РХП (около $1,85 \cdot 10^6$ Бк/л), растворы, образующиеся при проведении анализов в ЦЗЛ и НАО, образующиеся в процессе хранения ОЯТ (менее $3,7 \cdot 10^5$ Бк/л).

Воды спецканализации реакторного, РХП, ЦЗЛ, Изотопно-химического завода направляются в специальные приемные резер-

вуары, усредняются и подаются на схему очистки Изотопно-химического завода. Очищенная вода поступает в бассейн 366, где соединяется с нормативно чистыми водами реакторного и РХП и далее сбрасывается в р. Енисей.

Источниками образования *низкоактивных засоленных ЖРО* являются: конденсат технологических сдувок РХП, пульпа отстойников Изотопно-химического завода после операции коагуляции, кислые и щелочные регенераты и отмывочные воды фильтров, аварийные воды Гидрометаллургического и Горнорудного заводов из бассейна 365. Засоленные НАО направляются в бассейн 354а для отстоя и дальнейшего захоронения во II горизонт полигона “Северный”.

Характеристики водоемов-хранилищ и накопленных в них ЖРО. Все водоемы-хранилища расположены в пределах промышленной зоны ГХК. В настоящее время на ГХК находятся в эксплуатации поверхностные водоемы-хранилища ЖРО: 366, 365 и 354а. В 1976 г. водоём 354 был закрыт и 1986 г. начались работы по его консервации. В табл. 3.8 приведены некоторые основные характеристики водоемов ГХК.

Вывод из эксплуатации бассейна 354. Остановимся на основных характеристиках бассейна 354 в процессе его закрытия (на каждом этапе они подвергались изменениям) и технологии закрытия.

При проведении работ по выводу из эксплуатации бассейна 354 можно выделить естественные три этапа.

На первом этапе (1988-1993 гг.) произведена консервация бассейна – засыпано 80-85 % поверхности местными грунтами (супеси, суглинки). В результате выполненных работ были установлены физико-химические характеристики и объем РАО, накопленных в бассейне 354.

На втором этапе (1993-2003 гг.) производилось наблюдение за бассейном 354, включающее контроль за поведением радионуклидов и периодическую откачку водной фазы, накапливающейся в результате атмосферных осадков. Одновременно осуществлялось покрытие водой незасыпанного участка бассейна, поскольку в теплое время обнажившиеся участки дна представляли угрозу загрязнения окружающей территории из-за ветрового выноса радионуклидной пыли.

Таблица 3.8

Основные характеристики водоемов-хранилищ ГХК

Характеристики водоёмов-хранилищ	Водоемы (бассейны)			
	366	365	354а	354
Общая накопленная активность радионуклидов, кКи (Бк)	0,055 ($2,0 \cdot 10^{12}$)	1,4 ($5,2 \cdot 10^{13}$)	32,5 ($1,2 \cdot 10^{15}$)	4.0 ($1,5 \cdot 10^{14}$)
Объем проектный, тыс. м ³	360,0	204,0	150,0	80.0
Площадь водной поверхности, км ²	0,042	0,053	0,056	–
Общий объем дон- ных отложений, тыс. м ³	16,4 (1991 г.)	3,4 (1990 г.)	27 (1991 г.)	14 (1988 г.)
Удельная актив- ность донных отло- жений, Ки/ дм ³ .	$3,35 \cdot 10^{-6}$	$4,1 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-3}$	–
Удельная альфа- активность донных отложений, Ки/дм ³	10^{-6}	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$3,1 \cdot 10^{-6}$	–
Удельная бета- активность донных отложений, Ки/дм ³	$(0,15-1,9)10^{-6}$	$(2-70) \cdot 10^{-7}$ до $4,0 \cdot 10^{-4}$	$(3-24)10^{-4}$	–
Происхождение водоемов	Искусственное			
Физические барьеры дна, бортов	Физические барьеры дна и бортов имеются			
Год ввода в эксплуа- тацию	1958	1958	1966	Выведен из эксп. в 1978 г.
Наличие ГТС	Гидротехнических сооружений не имеется			
Область подземных загрязнений, км ²	В результате мониторинга в районе водоемов-хранилищ подземных загрязнений не обнаружено			

Третий этап – ликвидация бассейна (вывод из эксплуатации) осуществляется в соответствии с проектом. Засыпку бассейна пла-

нируется осуществлять местным грунтом. Суммарная активность, накопленная в засыпанной части водоема 354, полученная в результате инженерно-геологического обследования бассейна по состоянию на 2005 год, составила около 732 Ки.

Концепция засыпки местными грунтами предполагает, что радионуклиды, содержащиеся в жидкой фазе, будут сорбироваться грунтом засыпки, а свободная влага за счет механизмов сезонной миграции и диффузии рассеиваться во вмещающих породах. Влажность грунта засыпки через некоторое время будет соответствовать естественной влажности вмещающих пород. Таким образом, жидкие РАО, накопленные в бассейне, перейдут в категорию твердых РАО (грунт, загрязненный радионуклидами). Это позволит исключить аэрозольный вынос радионуклидов с поверхности водоема 354 и значительно снизить загрязнение грунтовых вод.

Выведенный из эксплуатации водоем 354 должен представлять собой замкнутый объем, расположенный ниже уровня земли и образованный защитными барьерами (искусственными грунтовыми экранами). После завершения всех работ на месте водоема 354 будет могильник с общей захороненной активностью около 4 кКи.

Ликвидация всех поверхностных водоемов-хранилищ ЖРО и реабилитация их территорий на ГХК отнесена на предприятии к первоочередным задачам.

Предполагается, что ликвидация бассейна 354 позволит отработать процедуру ликвидации бассейна 354а.

Изучаются различные варианты вывода из эксплуатации бассейнов водоемов-хранилищ 365 и 366, расположенных вдоль реки Енисей. В 1995 г. ВНИПИЭТ выполнено обследование состояния хранилищ и исследовано взаимодействие подземных вод и растворов в зонах разгрузки бассейнов. ИФХ РАН выполнены физико-химические исследования свойств грунтов.

В качестве предварительных рассматриваются следующие концепции консервации водоемов-хранилищ 365 и 366:

– закрытие водоема 366 предполагается осуществить по аналогии с технологией закрытия водоема 354, т.е. с помощью засыпки его местными грунтами (суглинками) с предварительной обработкой донных осадков бентонитом или отверждения на месте по технологии ВНИИНМ;

– закрытие водоема 365 планируется осуществить путем частичного удаления пульпы с их отверждением по технологии, разработанной ВНИИНМ, и дальнейшим захоронением как ТРО в специальное хранилище. Затем произвести консервацию бассейна по аналогии с бассейном 366. Подобная концепция закрытия бассейна 365 обусловлена значительным объемом радионуклидов в донных отложениях (1400 Ки).

Загрязнение территорий. Техническое состояние эксплуатируемых бассейнов в целом удовлетворительное, признаков загрязнения подземных вод в результате протечек по данным гидрогеохимического контроля не обнаружено.

Прилегающие к водоёмам территории характеризуются следующими величинами загрязненности:

- на границе ограждения водоема 366, находящегося на расстоянии 50-100 м от уреза воды, мощность экспозиционной дозы составляет 30 – 200 мкР/ч;

- на границе ограждения водоема 365, находящегося на расстоянии 70-100 м от уреза воды от 300 до 1000 мкР/ч;

- на границе ограждения водоемов 354 и 354а, находящегося на расстоянии 400 м от уреза воды от 50 до 2500 мкР/ч;

- содержание цезия-137 в снежном покрове в районе бассейнов 365 и 366 составляет $10^{-9} - 10^{-10}$ Ки/кг.

Бассейны 366 и 365 расположены вдоль реки Енисей в пределах СЗЗ предприятия. Исследования, проведенные в 1995 году ВНИПИЭТ, показали, что *разгрузки подземных вод из этих водоемов в реку Енисей не происходит*. Однако существует опасность паводка и прохождения смерча через акваторию водоемов.

3.5. Общая характеристика мер по повышению безопасности эксплуатации водоемов-хранилищ

В начале этой главы были представлены основные опасности, создаваемые эксплуатацией поверхностных водоемов-хранилищ, а также те отклонения в отношении требований по безопасности отечественных и международных документов, которые имеют место при эксплуатации рассмотренных выше водоемов-хранилищ ПО «Маяк», СХК и ГХК. Поскольку эти водоемы участвуют в технологическом цикле предприятий, то исключение их из производ-

ственного процесса не представляется возможным осуществить с помощью резких запретительных мер. Необходима большая подготовительная работа, не говоря уже об огромных финансовых средствах, необходимых для изменения существующей системы обращения с ЖРО, исключаяющей водоемы из технологической цепи. Особенно сложная ситуация сложилась на комбинатах, где РХП в результате своей деятельности образуют огромное количество ЖРО. При проектировании и строительстве СХК и ГХК, которые создавались после ПО «Маяк», были частично учтены недостатки обращения с ЖРО на ПО «Маяк», тем не менее следует признать, что проблемы, связанные с загрязнением окружающей среды для этих комбинатов аналогичны проблемам ПО «Маяк», хотя и менее значительны.

В Росатоме еще в 1997 г. была разработана методология реабилитации земель, загрязненных радиоактивными веществами в результате их производственной деятельности, в которых учтены и вопросы вывода из эксплуатации поверхностных водоемов-хранилищ ЖРО.

Общие требования по обеспечению безопасности при обращении с РАО, накопленными в поверхностных водоемах-хранилищах, приведены в нормативном документе НП-058-04. В своей непосредственной деятельности предприятия руководствуются соответствующими документами предприятия, технологическими регламентами и стандартами предприятия.

В настоящее время работы по реабилитации территорий, находящихся под воздействием водоемов-хранилищ и загрязненных радионуклидами, а также вопросы закрытия водоемов-хранилищ реализуются в рамках Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» [4].

Приведенный выше краткий обзор работ, осуществляемых ПО «Маяк», СХК и ГХК, позволяет выделить основные мероприятия по повышению уровня безопасности поверхностных водоемов-хранилищ ЖРО:

1. Проводится анализ условий хранения ЖРО, концентраций и состава радионуклидов в донных отложениях с точки зрения возможности возникновения СЦР. Гипотетически условия для образования условий для возникновения СЦР могут иметь место в водо-

емах-хранилищах с высокой удельной активностью делящихся радионуклидов (водоемы-хранилища В-9, Б-1, Б-2, В-17). Анализ показывает, что при правильной эксплуатации в указанных водоемах не могут создаться условия для возникновения СЦР. Это подтверждено соответствующими Заключениями ОЯБ ГНЦ ФЭИ, в которых имеются ряд ограничений на условия эксплуатации водоемов, условия сброса ЖРО в водоемы, концентрацию донных отложений в местах сброса ЖРО и др.

2. Гидротехнические инженерные сооружения служат для удержания ЖРО водоемов-хранилищ в проектных пределах. Прорыв плотин может привести к загрязнению обширных территорий и существенно загрязнить природную гидросеть региона. В соответствии с требованиями технической документации предприятий (регламентом предприятий) гидротехнические сооружения поддерживаются в исправном состоянии. Эксплуатация гидротехнических сооружений в соответствии со ст. 12 Федерального закона «О безопасности гидротехнических сооружений» возможна только при наличии лицензии на право эксплуатации гидротехнического сооружения. На особенно ответственные ГТС Теченского каскадов водоемов ПО «Маяк» (плотины П-11, П-10) такие лицензии оформлены.

Примечание. Гидротехнические сооружения – плотины, здания гидроэлектростанций, водосборные, водоспускные и водовыпускные сооружения, туннели, каналы, насосные станции, судоходные шлюзы, судоподъемники; сооружения, предназначенные для защиты от наводнений и разрушений берегов водохранилищ, берегов и дна русел рек; сооружения (дамбы), ограждающие хранилища жидких отходов промышленных и сельскохозяйственных организаций; устройства от размывов на каналах, а также другие сооружения, предназначенные для использования водных ресурсов и предотвращения вредного воздействия вод и жидких отходов (ФЗ «О безопасности гидротехнических сооружений»).

3. Осуществляются мероприятия по поддержанию уровня воды в водоемах в соответствии с требованиями технологической документации. Обнажение берегов и их высыхание может приводить к разносу сухого берегового грунта ветром на большие расстояния за пределы водоема. Опасна также и другая крайность – чрезмерное повышение уровня воды в водоеме, при котором может произойти перелив раствора из водоема. Например, в системе Теченского каскадов водоемов для перехвата возможного перелива и отвода дренажных вод обустроены левобережный и правобережный каналы.

4. Уровень и состав ЖРО, сбрасываемых в водоемы-хранилища осуществляется в соответствии с регламентами предприятий и нормативами, утвержденными санитарными и природоохранными органами.

5. Проводятся мероприятия по минимизации объема ЖРО, сбрасываемых в водоемы-хранилища. На СХК и ГХК низкоактивные и среднеактивные ЖРО после соответствующей подготовки удаляются под землю на ПГЗ ЖРО.

6. Разрабатываются и вводятся в эксплуатацию установки по отверждению ЖРО методом цементирования и битумирования. В настоящее время для прекращения сброса ЖРО в водоем-хранилище В-9 проводятся работы по созданию крупной установки по цементированию всех отходов, которые поступали ранее для хранения в водоем В-9.

7. Проводятся работы по закрытию ряда водоемов-хранилищ, в том числе В-9 на ПО «Маяк», Б-1, Б-2 на СХК и бассейна 354 на ГХК. Проводятся также подготовительные работы на уровне концепции и проектов для закрытия водоема В-17 (ПО «Маяк») и бассейна 354а.

8. Осуществляется непрерывный мониторинг окружающей природной среды в зоне влияния водоемов (на промышленной площадке, санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения).

9. Проводятся многочисленные научные исследования, направленные на решение задач обеспечения безопасности эксплуатации и вывода из эксплуатации водоемов-хранилищ как силами самих предприятий, так и с привлечением ряда специализированных научных организаций.

Принимаемые выше меры для поддержания безопасности эксплуатации водоемов-хранилищ на необходимом уровне, к сожалению, являются лишь мерами *по повышению, но не по обеспечению безопасности*. Сам способ хранения ЖРО в водоемах с открытой поверхностью, не имеющих физических барьеров, предотвращающих утечку (существующие в некоторых водоемах инженерные барьеры работоспособны в течение 15-30 лет) радионуклидов через дно водоемов, не гарантирует от распространения радионуклидов с подземными водами и ветром далеко за пределы водоемов.

Поэтому радикальным способом обеспечения безопасности является полная изоляция РАО, хранящихся в водоемах-хранилищах.

Однако для решения этой проблемы в полной мере при существующем способе хранения ЖРО, вряд ли удастся найти способ, обеспечивающий полную изолированность РАО. На первый взгляд возможны два пути решения этой проблемы, к которым можно приступить только после полного прекращения сброса ЖРО во все водоемы-хранилища и перевода образующихся ЖРО в отверженную форму.

Первый путь. Закрытие – засыпка водоема-хранилища по технологии, например ликвидации водоемов Б-2 или 354 с учетом всех недостатков, связанных с технологией подобных ликвидаций. При этом водоем превращается в хранилище твердых или почти твердых РАО, полагая, что за счет поглощения радионуклидов грунтом засыпного материала произойдет сцепление (поглощение) радионуклидов со специальным материалом или местным грунтом. Однако проблема утечки радионуклидов через дно водоема остается, хотя и в значительно меньшей степени.

Второй путь. Откачка декантата до обнажения донных отложений и его отверждение. Далее выемка донных отложений, их обработка и отверждение. Захоронение отвержденных отходов в контейнерах как ТРО в пунктах захоронения ТРО. Этот путь очень опасен с точки зрения обеспечения радиационной безопасности при проведении работ и обеспечения нераспространения радиоактивности на окружающую среду. Кроме того, он, по-видимому, более трудоемок и гораздо дороже, чем первый путь.

Выбор того или иного пути зависит от многих факторов, и прежде всего определяется индивидуальными характеристиками каждого водоема-хранилища.

Регулирующие органы по ядерной и радиационной безопасности рассматривали проблему несоответствия обеспечения безопасности эксплуатируемых поверхностных водоемов-хранилищ требованиям нормативных документов (разд. 3.1.).

Понимая важность подхода к решению этой проблемы в целом, в 2001-2002 годах в Ростехнадзоре было проведено исследование специфики государственного регулирования безопасности при обращении с РАО, накопленными в поверхностных водоемах-хранилищах ПО «Маяк», СХК и ГХК [41], [47].

На основе проведенного анализа предложены три основных направления деятельности по усовершенствованию регулирования безопасности в рассматриваемой области:

1. Общие направления деятельности по усовершенствованию регулирования безопасности при реабилитации территорий, загрязненных радиоактивными веществами, в том числе задачи обеспечения и регулирования безопасности, вытекающие из требований законодательства РФ и положений Объединенной конвенции.

2. Общие направления деятельности по усовершенствованию регулирования безопасности при реабилитации территорий, представляющих собой водные экосистемы, загрязненные радиоактивными веществами. Предложено при формировании специальных требований в условия действия лицензий (УДЛ) устанавливать контрольные этапы (check points) повышения безопасности для каждого конкретного водоема-хранилища.

3. Специальные направления деятельности по усовершенствованию регулирования безопасности при эксплуатации и выводе из эксплуатации водоемов-хранилищ ЖРО ПО" Маяк", СХК и ГХК, в том числе:

- основные научные проблемы, требующие неотложного решения;
- предложения по структуре Отчета по обоснованию безопасности (ООБ) для каждого водоема-хранилища;
- предложения по специальным требованиям в УДЛ (учет специфики каждого водоема-хранилища);
- предложения по группам лицензируемых водоемов-хранилищ (первоочередность закрытия водоемов);
- предложения по лицензированию водоемов-хранилищ (название лицензии на каждый лицензируемый водоем-хранилище и состав специальных требований в лицензиях, например для В-9: программа прекращения сброса в водоем-хранилище; программа вывода из эксплуатации; комплексное обследование; проект вывода из эксплуатации; ООБ при выводе из эксплуатации водоема-хранилища, включающий обоснование долговременной безопасности хранилища РАО на месте В-9.

Более подробно эти вопросы освещены в публикациях [41], [44], [46], [47].

Задания и вопросы для самоконтроля

1. Что такое поверхностные водоемы-хранилища жидких РАО?
2. Для каких технологических целей используются водоемы-хранилища на ПЯТЦ?
3. На каких ПЯТЦ имеются водоемы-хранилища искусственного типа?
4. В каких зонах предприятия расположены водоемы-хранилища?
5. РАО какой категории активности хранятся в водоемах-хранилищах?
6. Составьте список потенциальных опасностей, создаваемых водоемами-хранилищами для персонала, населения и окружающей среды.
7. Положения каких Федеральных законов и нормативных документов нарушаются при эксплуатации водоемов-хранилищ жидких РАО?
8. Дайте характеристику самого загрязненного водоема (В-9) на ПО «Маяк». Какова причина аварии на этом водоеме в 1967 году?
9. Дайте характеристику ТКВ. Назовите основные этапы создания ТКВ.
10. Какие опасности имеют место при эксплуатации ТКВ?
11. Дайте характеристику водоемов-хранилищ СХК и их роль в обращении с РАО.
12. Какие водоемы-хранилища СХК в настоящее время выведены из эксплуатации?
13. Дайте характеристику водоемов-хранилищ ГХК. Какие водоемы этого комбината находятся в стадии вывода из эксплуатации?
14. Составьте список мероприятий, которые проводятся на предприятиях для обеспечения безопасной эксплуатации водоемов-хранилищ ЖРО.
15. Какие меры по совершенствованию регулирования безопасности эксплуатации и вывода из эксплуатации водоемов-хранилищ предложены Ростехнадзором?

Глава 4. ПОЛИГОНЫ ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ ЖИДКИХ РАО

4.1. Общие сведения

Хранение большого объема ЖРО в емкостях-хранилищах и поверхностных водоемах-хранилищах представляет значительную опасность для окружающей среды и человека. Эти обстоятельства заставили руководство атомной отрасли в 1957 году (сразу после аварии на емкости-хранилище жидких ВАО) искать новые пути решения проблемы хранения (захоронения) ЖРО, поскольку для переработки огромной массы ЖРО, поступающей с РХП, ни ученые, ни производство в 50-ые годы были еще не готовы.

Еще в начале зарождения атомной промышленности предполагалось, что из предварительно концентрированных ЖРО должны быть извлечены уран, плутоний, трансурановые элементы, а затем эти отходы должны быть переведены в твердые устойчивые формы, пригодные для длительного хранения и захоронения. Однако, когда возникла острая необходимость решения практических задач обращения с огромным объемом ЖРО РХП, оказалось, что создание технологии глубокой переработки РАО, а затем строительство соответствующих производств, разработка и изготовление оборудования требуют значительных средств и, самое главное – времени. Однако в течение этого времени продолжалось бы загрязнение окружающей среды из-за сброса ЖРО в поверхностные водоемы-хранилища. Такое обращение с ЖРО было особенно опасно на СХК, поскольку многонаселенный Томск находится от СХК всего в 26 км.

Следует особо подчеркнуть, что выбор способов обращения с ЖРО определяется не только химическими и физическими характеристиками ЖРО, но объемами ЖРО, которые необходимо непрерывно перерабатывать. Для небольших исследовательских организаций, реакторных установок и др., объемы НАО и САО на которых не превышают 100 м³/сутки, переработка и утилизация РАО, как правило, не представляют существенных трудностей. В то же время для крупных промышленных производств с объемами ЖРО в

несколько сотен и тысяч куб. метров в сутки создание технологических схем переработки является сложной задачей.

Принятию решения о захоронении ЖРО в глубокие геологические формации предшествовал большой объем научных и экспериментальных исследований. Обращение к захоронению ЖРО в глубокие геологические формации было вполне обоснованным, поскольку эти захоронения являются труднодоступными как для случайных, так и преднамеренных попыток проникновения с поверхности земли. Кроме того, некоторые геологические формации являются своеобразными хранилищами «естественных отходов» ранее существовавших биосистем, например каменный уголь, газ, нефть и др. — это естественные захоронения органических веществ, образовавшиеся миллионы лет назад и сохранившиеся до нашего времени. Они, как правило, ни коим образом не проявляли себя на поверхности земли до настоящего времени.

В июне 1957 г. приказом Министра среднего машиностроения в ВНИПИпромтехнологии была создана специализированная научно-исследовательская лаборатория, в задачу которой входило проведение исследований, разработка проектной документации на строительство подземных хранилищ ЖРО и внедрение подземного захоронения ЖРО на предприятиях отрасли. Для изучения и исследования отдельных направлений этой сложной и комплексной проблемы на различных этапах работы привлекались специализированные научно-исследовательские, производственные, проектные и конструкторские организации Академии наук, Министерства геологии, Минздрава, Минвуза и др.

В 1958 году Правительством СССР издано Распоряжение о проведении геолого-разведочных работ и других исследований по проблеме глубинного захоронения ЖРО в районе СХК (Томск-7), ГХК (Красноярск-26), Комбината «Маяк» (Челябинск-65) и НИИАР (г. Димитровград).

Первые геолого-разведочные работы начались на территории СХК и несколько позже на территории ГХК, ПО «Маяк» и НИИАР. Для определения возможности захоронения ЖРО в глубокие геологические формации геолого-разведочные работы были проведены также в районе Игналинской, Калининской, Смоленской и Нововоронежской АЭС.

Одновременно осуществлялся большой комплекс работ по изучению свойств пород на различных геологических горизонтах, в том числе их проницаемость, сорбционные свойства, состав и свойства вод в горизонтах, разобщенность горизонтов и др.

Было установлено, что на территориях предприятий СХК, ГХК, НИИАР, Игналинской, Смоленской и Калининской атомных станций геологические условия пригодны для размещения полигонов глубинного захоронения (ПГЗ) ЖРО. Ближайший участок, пригодный для захоронения ЖРО ПО «Маяк» был разведан на расстоянии 160 км к востоку от комбината. В связи со значительной удаленностью участка от предприятия решение о создании системы захоронения ЖРО на ПО «Маяк» принято не было.

Наибольший объем исследований был выполнен для геологических условий полигонов захоронения СХК и ГХК, поскольку именно для этих предприятий вопросы безопасности захоронения ЖРО приобретали первостепенное значение из-за значительных объемов ЖРО и высокой потенциальной опасности их. Материалы, приводимые ниже по исследованиям и характеристикам ПГЗ ЖРО, заимствованы из работ специалистов различных научных организаций и прежде из работы [6].

4.2. Научно-технические требования к характеристикам полигонов

Приведем определения некоторых специальных терминов и понятий, используемых в дальнейшем изложении, которые облегчат восприятие материала по ПГЗ ЖРО [6], [55], [105], [108].

Пласт-коллектор – естественная пустотность в плотной породе, характеризующаяся наличием коллектора пор или трещин различного размера, сообщающихся между собой. Пласт-коллектор характеризуется мощностью пласта-коллектора, т.е. его толщиной или эффективной мощностью пласта – суммой мощностей проницаемых пород, способных принимать растворы при их нагнетании (от 10 до 100 м).

Удельная емкость пласта-коллектора – объем отходов, который может быть размещен на единице площади пласта-коллектора.

Пористость – наличие мелких пустот (от 0,0002 до 1 мм) и трещин в породе. Количественно пористость оценивается отноше-

нием суммарного объема пор в образце к его объему. Значения пористости от 5 до 45 % считается приемлемой для удаления в них ЖРО. Пористые осадочные породы имеют значительную внутреннюю поверхность пор, достигающую десятков кв. м. на один куб. м. породы.

Эффективная пористость – та часть пор, которая сообщается между собой, и может заполняться при нагнетании ЖРО. Остальные поры являются тупиковыми или субкапиллярными. Эффективная пористость определяет процессы накопления радионуклидов в породе и физически представляет собой отношение общей активности радионуклидов в единице объема породы (в поровом пространстве и в твердой фазе) к удельной активности в поровой жидкости.

Сорбция – любой процесс поглощения одного вещества (сорбтива) другим (сорбентом), независимо от механизма поглощения (адсорбция, абсорбция, хемосорбция, ионный обмен или капиллярная конденсация).

Коэффициент межфазного распределения (K_p) – отношение количества (активности) радионуклида, содержащегося в твердой фазе породы (пласт-коллекторе) к его равновесному содержанию в жидкости, находящейся в порах (поровой жидкости). Этот коэффициент является обобщающим показателем всех процессов сорбции в породе и может иметь значения от единиц до нескольких сотен ($\text{см}^2/\text{г}$). Полагается, что K_p не зависит от активности ЖРО.

Фактор задержки – показатель, характеризующий отношение действительных скоростей перемещения воды в горных породах к радионуклиду, вступившему во взаимодействие с породой. Этот фактор может иметь значения от единиц до нескольких сотен (5 - 500).

Коэффициент фильтрации – расход потока фильтрующейся в пористой среде ЖРО через единицу поверхности проницаемого слоя при единичном градиенте давления. Этот коэффициент для ЖРО должен иметь значения от 0,5 до 5 м/сут.

Водопроницаемость – произведение среднего коэффициента фильтрации на эффективную мощность пласта-коллектора (от нескольких десятков до сотен $\text{м}^2/\text{сут.}$).

Кольматация – забивка порового пространства пласта-коллектора мелкодисперсными твердыми веществами (взвесями),

содержащимися в отходах или образующимися при их контакте с породами и подземными водами. Кольматация препятствует распространению ЖРО в пласте-коллекторе.

Водоносный горизонт – один или несколько водоносных слоев, характеризующихся общностью условий формирования и движения подземных вод.

Буферные горизонты – горизонты (слои породы), препятствующие сообщению между другими горизонтами или пластами-коллекторами (особенно перемещению жидкости из одного горизонта в другой).

Тектонические нарушения – различные смещения геологических образований и слоев горных пород относительно друг друга.

Опыт проведения геолого-разведочных работ, комплекс научных исследований и опытная эксплуатация систем захоронения ЖРО в подземные коллекторы позволили сформулировать и уточнить общие требования к геологическим формациям, пригодным для захоронения ЖРО.

1. Первым наиболее важным требованием является *изолированность* выбранного для размещения ЖРО геологического образования от поверхности земли и неглубокозалегающих пресных подземных вод, использование которых может быть перспективно для водоснабжения. Изолированность должна быть обеспечена не только по вертикали, но и по горизонтали от соседних участков выбранного геологического образования. Это требование будет выполнено, если используемый пласт-коллектор перекрывается достаточно мощной толщей слабопроницаемых пород, в частности глинистого состава, и водоупорные горизонты не имеют литологических и тектонических фильтрационных «окон» в области захоронения, через которые возможен переток ЖРО в буферный и другие горизонты. Мощность водоупоров должна составлять не менее нескольких десятков метров (30-40м), их коэффициент фильтрации – не более $10^{-3} - 10^{-4}$ м/сутки.

2. *Скорость естественного движения подземных вод* в пласте-коллекторе должна быть невелика (не более 10 м/год). Это требование обуславливает ограниченность распространения ЖРО в пласте-коллекторе с течением времени.

3. Важным показателем является величина *емкости* пласта-коллектора, позволяющей разместить достаточные объемы отходов в пределах ограниченных участков.

4. *Отсутствие зон разгрузки* коллекторских горизонтов и *активных тектонических разломов* в области влияния глубинного захоронения. Указанные зоны и структуры должны отсутствовать в радиусе 10-15 км от полигона захоронения.

5. *Отсутствие месторождений полезных ископаемых* в области влияния глубинного захоронения. Нефтегазовые месторождения, приуроченные к используемым для захоронения ЖРО горизонтам, не должны располагаться ближе 15-20 км от полигона, а месторождения, залегающие в других горизонтах – на расстояниях 10-15 км.

6. Важным требованием является возможность *достоверного определения геологического строения и свойств геологических формаций*, которые лежат в основе реальных прогнозов поведения отходов в недрах и последствий их захоронений. Это требование хорошо выполняется для геологических образований с монотонным изменением свойств и характеристик – песчано-глинистых осадочных образований с равномерно распределенной пористостью, в которых слабо развиты тектонические структуры.

7. Необходимым требованием является *возможность сооружения надежных скважин*. Например, развитие карста в верхней части вертикального разреза толщи пород может явиться причиной высокой аварийности при сооружении скважин, невысокой надежности крепления цементного раствора. При этом скважины не будут обеспечивать необходимую изоляцию пласта-коллектора от вышележащих горизонтов.

Выявление пригодных геологических формаций для захоронения ЖРО еще не означает, что захоронение ЖРО будет отвечать требованиям безопасности и практической выгоды (экономической целесообразности), поскольку при поступлении ЖРО в пласт-коллектор происходит нарушение геохимического равновесного природного состояния и, соответственно, изменение состава твердой и жидкой фаз как коллектора, так и ЖРО.

Физико-химические свойства ЖРО должны обеспечивать устойчивую работу нагнетательных скважин и не допускать кольматацию пласта-коллектора вблизи скважины, способствовать пере-

ходу загрязнений и радионуклидов в твердую фазу и задержке миграции компонентов отходов пористой средой пласта-коллектора.

Для разработки промышленной технологии закачки ЖРО в подземные пласты-коллекторы были проведены исследования характеристик совместимости ЖРО и пластов-коллекторов, в том числе:

- химического состава и физико-химических свойств отходов и горных пород;

- поведение компонентов отходов при взаимодействии с пластовыми водами и горными породами, включая изменение химического и фазового состава отходов в пласте, а также изменения в составе и свойствах материалов пласта-коллектора при длительном контакте с отходами;

- процессов, связанных со спецификой ЖРО – наличием разного типа радионуклидов.

На основании лабораторных исследований и опытной эксплуатации были разработаны основные требования к ЖРО различного типа, направляемых на захоронение, которые заключаются в следующем:

- регламентирование содержания взвешенных веществ в зависимости от характеристик пласта-коллектора;

- регламентирование состава отходов с целью предотвращения процессов образования осадков и газов в прифилтровой зоне скважин;

- установление «пороговых» концентраций компонентов отходов, агрессивных по отношению к породам пласта-коллектора;

- ограничение содержания долгоживущих и наиболее энерговыделяющих радионуклидов с учетом возможного разогрева пласта.

Для обеспечения вышеперечисленных требований (критериев приемлемости радионуклидов для глубинного захоронения) была разработана технология подготовки ЖРО к подземному захоронению, которая включает в себя: отделение взвесей путем отстаивания или фильтрации, предварительная химическая обработка ЖРО с учетом свойств пласта-коллектора, предварительная подготовка зоны около нагнетательных скважин.

Следует подчеркнуть, что требования к ЖРО, предназначенных для захоронения, индивидуальны для каждого полигона захоронения и зависят от состава и свойств ЖРО, характеристик пласта-

коллектора и режимов удаления отходов. Тем не менее можно выделить ряд общих требований:

- ограничение содержания мелкодисперсных твердых частиц (5-100 мг/л);

- ограничение компонентов, способных образовывать слаборастворимые соединения при относительно небольших изменениях физико-химических характеристик отходов;

- ЖРО должны быть слабокислыми или слабощелочными, т.е. рН отходов должно быть близки к нейтральным (рН около 7).

Для обоснования безопасности захоронения ЖРО большое значение имеет задержка распространения радионуклидов в пласте-коллекторе в результате сорбционных процессов, приводящих к переходу радионуклидов из жидкой фазы в твердую. Наряду с процессами сорбции в пласте-коллекторе имеет место процесс десорбции. В результате исследований было установлено, что десорбции подвергается только часть ранее сорбированных радионуклидов, оставшаяся часть переходит в растворы значительно медленнее в результате процессов выщелачивания. В пласте-коллекторе могут иметь место и другие процессы. Например, в поровой жидкости – фильтрате отходов и подземных водах могут образовываться осадки слаборастворимых соединений, захватывающие и соосаждающие радионуклиды. Разделение этих процессов весьма затруднительно и для их характеристики обычно применяется обобщенный показатель – *коэффициент межфазного распределения*. В табл. 4.1 приведены некоторые характеристики задерживающих свойств песчано-глинистых пород к отходам РХП разного типа.

Анализ данных таблицы показывает, что задерживающие свойства породы пластов-коллекторов (фактор R в табл.4.1) для некоторых радионуклидов в ЖРО являются довольно большими (плутоний-239, нептуний-237, цезий-137). В среднем сильнее всех задерживаются радионуклиды нетехнологических и щелочных отходов и слабее – кислые ЖРО. Величина фактора задержки для представленных в таблице радионуклидов редко опускается ниже 10, только для радионуклидов кислых ЖРО: стронций-90, рутений-106, церий-144.

Наибольшей десорбцией, т.е. вымыванием радионуклидов снова в раствор, характеризуются щелочные ЖРО.

В настоящее время глубинное захоронение в *промышленных масштабах* путем закачивания ЖРО в пласты-коллекторы под давлением осуществляется только в России.

Таблица 4.1

Характеристики задерживающих свойств песчано-глинистых пород к разным типам отходов РХП [6]

Радионуклиды	Удельная активность ЖРО, Бк/л	Коэффициент K_p , см ² /г	Фактор задержки, R	Десорбция, %
Нетехнологические слабощелочные отходы				
Стронций-90	$7,4 \cdot 10^3$	35-37	200-300	5,5-9,0
Рутений-106	$3,7 \cdot 10^5$	7-14	45-85	1,4-4,0
Цезий-137	$1,5 \cdot 10^5$	60-90	350-340	1,5-2,0
Церий-144	$3,55 \cdot 10^3$		95-115	1,5-4,0
Плутоний-239	$8,14 \cdot 10^2$	110-140	500-625	3-6
Технологические щелочные ЖРО				
Стронций-90	$3,7 \cdot 10^9$	5,5-7,0	26-33	16-31
Рутений-106	$2,2 \cdot 10^9$	6,0-10,5	30-50	12-30
Цезий-137	$3,3 \cdot 10^9$	4,5-6,5	30	11-13
Плутоний-239	$1,14 \cdot 10^4$	40-95	200-460	10-15
Технологические кислые ЖРО				
Стронций-90	$1,5 \cdot 10^{10}$	1,2-1,3	6-9	21-22
Рутений-106	$3,1 \cdot 10^{10}$	1,3-1,6	6-7	0,5-1,2
Цезий-137	$1,1 \cdot 10^{10}$	2,7-2,8	13	0,7-1,3
Церий-144	$2,9 \cdot 10^{11}$	1,0-1,6	4-8	12-19
Нептуний-237	$5,5 \cdot 10^4$	1,8-2,3	911	8-40
Плутоний-239	$8,1 \cdot 10^4$	1,4-1,6	13-30	0,5-3,0
Америций-241	$7,0 \cdot 10^5$	1,1-1,2	5-6	18-20

Попытки создания полигонов захоронения ЖРО предпринимались в 50-60 годы и в США. Однако анализ показал, что основные производства атомной промышленности США расположены в районах, геологические условия которых неблагоприятны для глубинного захоронения ЖРО. Некоторое время захоронения ЖРО под землю осуществлялось Ок-Ридже и в Айдахо. Однако в связи со значительными масштабами миграции радионуклидов закачка была прекращена.

4.3. Опасности, создаваемые полигонами глубинного захоронения жидких отходов

Особенность глубинного захоронения ЖРО состоит в том, что РАО оказываются изолированными от населения и это исключает какое-либо непосредственное воздействие радионуклидов на человека. Поэтому двумя основными требованиями по обеспечению безопасности глубинного захоронения являются ограничение распространения компонентов отходов в пределах заранее устанавливаемых границ геологической среды и ограничение пользования недрами в пределах этих границ. Конечно, эти требования относятся, прежде всего, к эксплуатации в нормальных условиях и основным критерием безопасности при этом является локализация РАО в пределах установленных объемов геологической среды.

Можно выделить следующие опасности, создаваемые полигонами глубинного захоронения ЖРО:

- загрязнение окружающей среды через миграцию долгоживущих радионуклидов;
- выброс радионуклидов на поверхность земли из-за разогрева пород поглощающего горизонта;
- возникновение СЦР и выброс радионуклидов из скважин;
- загрязнение окружающей среды из-за разрушения конструкций скважин, наземного оборудования;
- перетекание ЖРО из одного горизонта в другой, а также в водоносные горизонты;
- загрязнение территории предприятия при транспортировании ЖРО от мест хранения к скважинам закачки.

Исходные события и причины, приводящие к аварийным ситуациям (опасностям), могут быть различны, и они довольно подробно проанализированы в СП и ТУ ЭКХ-93. *«Санитарные правила и технические условия эксплуатации и консервации глубоких хранилищ жидких радиоактивных и химических отходов предприятий ядерно-топливного цикла»* и МУ ЭКГХ 2003 *«Методические указания по эксплуатации и консервации глубоких хранилищ жидких радиоактивных и химических отходов предприятий атомной промышленности»* [56], [57]. Рассмотрим кратко эти опасности в том порядке, как они представлены выше.

Загрязнение окружающей среды может быть обусловлено ошибками в оценке геологических условий залегания пласта-коллектора, его пористости, эффективной мощности, фильтрационных свойств, характеристик естественного потока подземных вод. Эти ошибки могут быть связаны как с прогнозными расчетами, так и с неправильными экспериментальными данными, полученными в результате исследования геологии захоронения ЖРО.

Аномально высокая проницаемость и аномально большое пространство радионуклидов может быть обусловлено также неправильной подготовкой ЖРО к захоронению, приводящее к растворению отходами пласта-коллектора.

Выброс ЖРО на поверхность земли из скважины может возникнуть из-за разогрева (парообразование) пласта-коллектора вследствие выделения энергии при радиоактивном распаде радионуклидов, газообразования в результате радиационно-химических процессов, процессов образования бактерий и др., концентрирования в породах трансурановых элементов и возможности возникновения СЦР.

Достаточно высокие температуры (более 100°C) разогрева пласта-коллектора могут иметь место при захоронении ВАО. В таб. 4.2 приведены данные по выделению энергии основных компонентов РАО для типичного состава ЖРО удельной активностью 1 Ки/л после их захоронения. Видно, что энерговыделение уменьшается со временем и через 10 лет довольно значительно (почти в 4 раза). В то же время по истечении года эти изменения малы.

Величина температуры зависит от многих факторов при одном и том же энерговыделении: режима нагнетания и состава ЖРО, емкостных характеристик пласта-коллектора, коэффициента межфазного распределения, теплоемкости и теплопроводности среды. Можно констатировать, что для САО эта температура не превысит нескольких десятков градусов, а для НАО практически не будет повышена.

Причиной местного радиоактивного загрязнения, как правило в пределах СЗЗ, может явиться выход из строя инженерных сооружений, в том числе излив ЖРО на поверхность земли из нагнетательной скважины и протечки системы подготовки и транспортирования ЖРО к месту закачки. В условиях закрытого порового пространства в момент закачки в системе может создаваться избыточное давление до нескольких мегапаскалей, а пластовое избы-

точное давление (купол репрессий) может сохраняться довольно продолжительное время после окончания закачки ЖРО.

Основной причиной возможного перетекания ЖРО из одного горизонта в другой (в буферный и далее в водоносный горизонты) является плохое (некачественное) техническое состояние скважин или ухудшение этого состояния со временем. Низкое качество затрубной цементации обсадных колонн (наличие трещин, сколов), образование «свищей» при совпадении места негерметичности колонны с местом отсутствия цемента за колонной скважины и др. приводит к вертикальному перетоку отходов и пластовой жидкости по затрубному пространству скважин, их поступления в буферный, а иногда и в вышележащие горизонты.

Таблица 4.2

Изменение энергетических характеристик ЖРО со временем

Радионуклид	Период полураспада, г.	Энергия, МэВ	Относительное содержание, %	Энерговыведение, Вт/м ³		
				0	1 год	10 лет
Стронций-90 + иттрий-90	29,12	1,126	23	0,79	0,77	0,60
Цирконий+ ниобий-95	0,18	1,655	1	0,04	<0,01	~0
Рутений+ родий-106	1,01	1,615	22	1,07	0,54	~0
Цезий+ барий-137	30	0,745	14	0,31	0,30	0,24
Цезий-134	2,06	1,72	9	0,46	0,33	0,01
Церий+ празеодиом-144	0,78	1,34	24	0,98	0,4	~0
Прометий-147	2,62	0,064	7	0,01	<0,01	~0

Исходными событиями, приводящими к запроектным аварийным ситуациям, могут быть ошибки персонала при эксплуатации полигонов глубинного захоронения ЖРО, стихийные бедствия типа тайфунов, наводнений, землетрясения, (не предсказанных заранее), падения самолетов, метеоритов, террористический акт, военные действия. Эти события, вследствие достаточно большой глубины захоронения ЖРО, смогут оказать влияние на целостность в основном наземных инженерных сооружений.

В настоящее время ни один из ПГЗ ЖРО не выведен из эксплуатации и только отдельные скважины по разным причинам законсервированы. Тем не менее в методических указаниях МУ ЭКГХ 2003 приведены сценарии гипотетических аварийных ситуаций после консервации ПГЗ ЖРО, даны их краткие характеристики, причины и способы их предотвращения, а также анализ последствий и степени опасности этих ситуаций для населения и окружающей среды.

4.4. Инженерные сооружения полигонов

На рис. 4.1 приведена *обобщенная функциональная схема* глубинного захоронения ЖРО. Отходы, предварительно обработанные и подготовленные с учетом характеристик ПГЗ в цехе очистных сооружений 1, с помощью насосных станций перекачки 2 под давлением передаются по трубопроводам 3 в здание 4, где находятся емкости для приема и отстоя ЖРО, а также насосная станция для создания необходимого давления нагнетания ЖРО в пласт-коллектор. Подача ЖРО в подземное хранилище производится через нагнетательную скважину 6. Контроль закачки ЖРО в пласт-коллектор 11 осуществляется с помощью ряда контрольно-наблюдательных скважин 7, которые позволяют получать информацию о состоянии различных горизонтов ПГЗ ЖРО. Информация о работе системы глубинного захоронения ЖРО передается на пульт управления процессом захоронения в административно-техническое здание 9.

Остановимся несколько подробнее на буровых скважинах различного назначения, составляющими основу инженерного комплекса ПГЗ, и от состояния и характеристик которых, в основном, зависит безопасность этого комплекса. По своему назначению эксплуатационные буровые скважины ПГЗ ЖРО подразделяются на три основных типа: *нагнетательные, контрольно-наблюдательные и разгрузочные.*

Отличительной особенностью нагнетательных и некоторых наблюдательных скважин является их многоколонная или «телескопическая» конструкция, в которой все обсадные колонны выводятся до устья, а верхние горизонты неглубокозалегающих пресных вод обсаживаются как минимум двумя колоннами.

Контрольно-наблюдательные скважины предназначены для проведения наблюдений за распространением отходов, сопутствующих процессов и состоянием геологической среды. Под наблюдательными скважинами обычно понимаются скважины, вскрывающие пласт-коллектор и в которых возможно появление отходов. Под *контрольными* – скважины, используемые для наблюдений за состоянием выше- и нижележащих горизонтов, где отходы не ожидаются. Однако такое разделение довольно условное, и на практике к скважинам обоих типов применяется термин «наблюдательные».

Разгрузочные скважины используются при необходимости осуществления разгрузки пласта-коллектора или снижения избыточного давления в пласте-коллекторе при закачке ЖРО. При этом через разгрузочные скважины откачивается чистая вода, происходит «подтяжка» закачиваемых ЖРО за счет снижения давления на периферии пласта-коллектора.

Оголовки скважин различных типов представляют собой отдельно стоящие полузаглубленные сооружения – павильоны, в которых размещается запорно-регулирующая арматура, контрольно-измерительная аппаратура, фильтры и др. Конструкция оголовков нагнетательных скважин зависит от уровня активности захораниваемых ЖРО. Устьевая обвязка нагнетательных скважин предназначена для выполнения ряда функций, в том числе: подачи ЖРО в скважину, регулирования и контроля напорного давления, расхода нагнетания, сбора протечек и направления их в приемистую емкость для последующего захоронения. Кроме того, конструкция оголовки должна обеспечивать подключение дополнительного насосного оборудования при проведении работ по цементированию скважины и при ее консервации (ликвидации).

Станция нагнетания отходов предназначена для создания необходимого давления для нагнетания ЖРО в пласт-коллектор. Она располагается на территории полигона вблизи контура нагнетания отходов и в зависимости от режима нагнетания и глубины пласта-коллектора, используемого для захоронения ЖРО, давление нагнетания может составлять от долей до нескольких мегапаскалей (0,5 – 5,0 МПа).

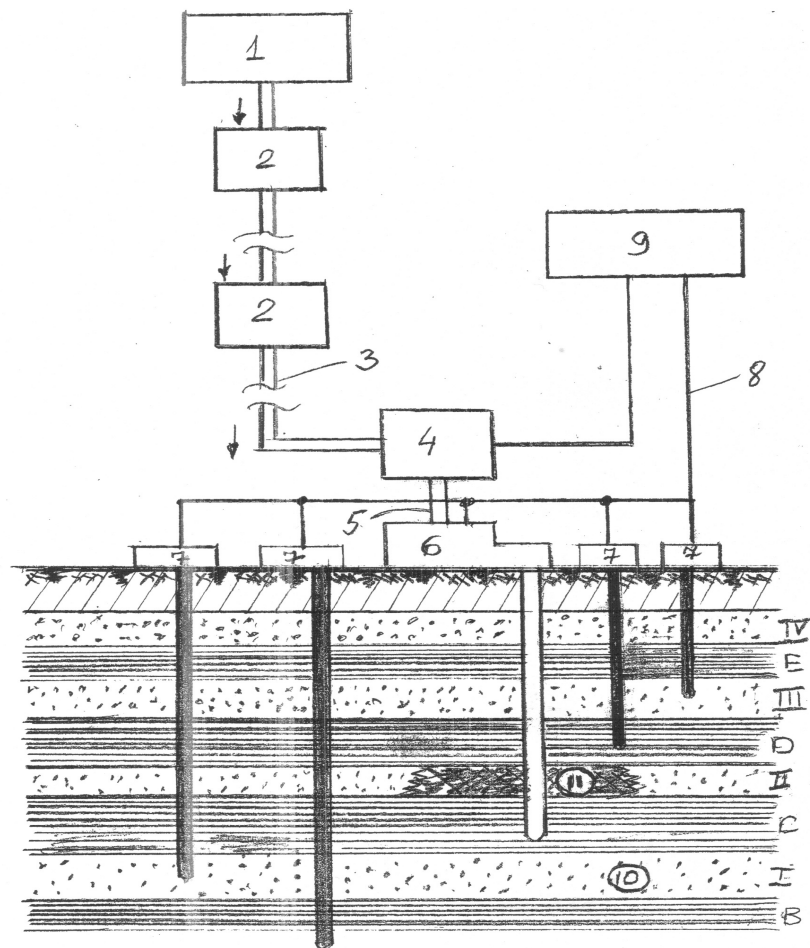


Рис.4.1. Функциональная схема полигона захоронения ЖРО:

1 – цех очистных сооружений; 2 – насосные станции перекачки; 3 – трубопроводы низкого давления; 4 – здание приемных емкостей и насосной станции нагнетания; 5 – трубопровод высокого давления; 6 – нагнетательная скважина; 7 – контрольно-наблюдательные скважины; 8 – сбор данных контроля; 9 – административно-техническое здание; 10 – пласт-коллектор; 11 – отходы в пласте-коллекторе; I, II, III, IV – горизонты, используемые в качестве пластов-коллекторов; B, C, D, E – буферные горизонты

4.5. Характеристики эксплуатируемых полигонов глубинного захоронения жидких РАО

В настоящее время на ПЯТЦ эксплуатируются три ПГЗ ЖРО: площадки 18 и 18а на территории СХК, полигон «Северный» на территории ГХК и площадка подземного захоронения ЖРО в НИИАР. За время эксплуатации этих полигонов в глубокие геологические формации закачено около 2,5 млрд. кюри РАО всех категорий активности. Причем на полигоне СХК было закачено около 83 %, на полигоне ГХК – 12%, а на полигоне НИИАР – 5% от всей активности ЖРО, закаченных в глубокие геологические формации. В настоящее время в опытной эксплуатации находится ПГЗ ЖРО на Калининской АЭС. На ПГЗ Чепецкого механического завода в подземные хранилища закачиваются нерадиоактивные отходы.

В табл. 4.3 приведены основные характеристики полигонов захоронения ЖРО вышеуказанных предприятий. Ранее были рассмотрены основные общие характеристики ПГЗ ЖРО, поэтому ниже представлены только характеристики, свойственные конкретным ПГЗ ЖРО.

Существующие ПГЗ ЖРО находятся в эксплуатации более 40 лет, в результате чего получен уникальный опыт захоронения ЖРО в глубокие геологические формации. Создание этих полигонов стало возможным в результате огромного объема научных исследований и экспериментальных работ, в которых участвовали свыше десяти научно-исследовательских организаций и вузов. Для изучения миграции радионуклидов в зоне действия ПГЗ привлекались также иностранные специалисты. Работы по исследованию и моделированию процессов поведения радионуклидов в пластах-коллекторах, особенно вопросов миграции и оценки долговременной безопасности, не прекращаются и в настоящее время.

Анализ безопасности эксплуатации ПГЗ ЖРО на СХК, ГХК и НИИАР позволил государственным комиссиям принять решение о продлении сроков эксплуатации полигонов примерно на 15 лет, фактически до заполнения отходами проектных объемов пластов-коллекторов.

Таблица 4.3

Основные характеристики полигонов захоронения ЖРО

	СХК		ГХК	НИИАР
	Площадка 18	Площадка 18а	Полигон «Северный»	ОПП
Технические характеристики полигонов:				
Начало эксплуатации, г.	1963-1967		1967	1966 – 1973
Проектный объем, млн. м ³	60,0	6,0	6,3	4,0-6,0
Кол. рабочих скважин	12	8	12	4
Кол. контрольных скважин	94	55	83-90	35-38
Характеристики РАО:				
Активность захороненных радионуклидов, млн. Ки (Бк)	700-1000 (2,6 – 3,7)·10 ¹⁹		260-300 (9,6–1,1)·10 ¹⁸	0,12 (0,44·10 ¹⁶)
Категория ЖРО	НАО, CAO, ВАО			CAO, НАО
Объем захороненных ЖРО, млн. м ³	36,6	5,6	5,3	3,0
Свободный объем, млн. м ³	16,5	1,55	-	2,5
Заполнение проектного объема, %	60	80	26-40	50
Радионуклидный состав захороненных ЖРО	Уран-238, плутоний-239, стронций-90,-89, цезий-137,-134, рутений-103, -106 и др.			Стронций-90,-89, цезий-137,-134, рутений-103, -106 и др.

4.5.1. Полигон глубинного захоронения жидких отходов СХК

Полигон глубинного захоронения СХК (площадки 18, 18а) был создан по проектам институтов ВНИПИПромтехнологии (г. Москва) и ВНИПИЭТ (г. Санкт-Петербург). Экспериментальное захоронение отходов среднего уровня активности было начато в 1963 году, захоронение в опытно-промышленном масштабе осуществляет-

ся с 1967 г., когда было введено в эксплуатацию хранилище нетехнологических НАО пл. 18. Начиная с 1975 г. осуществляется захоронение технологических САО и ВАО на хранилище «Западного участка» (пл.18а). В 1975 г. был введен в эксплуатацию комплекс подготовки к захоронению технологических отходов Радиохимического завода.

Создание ПГЗ ЖРО позволило прекратить сброс жидких отходов в открытые водоемы-хранилища Б-1 и Б-2, начать удаление ЖРО из водоемов-хранилищ в подземное хранилище и приступить к ликвидации водоемов.

Полигон находится в 12 км восточнее реки Томь и примерно в 10 км севернее двух водозаборов питьевой воды и левобережного водозабора г. Томска. На полигоне функционируют две пространственно и технологически разобщенные площадки: ближайшая к заводу пл.18а для удаления САО и ВАО и в 4,5 км от нее – пл.18 для удаления НАО.

На пл.18 для захоронения используются II и III горизонты (пласты-коллекторы), залегающие в интервале глубин 349-386 м и 270-320 м соответственно. На пл.18а используется II горизонт, залегающий в интервале глубин 314-341 м.

Пласты-коллекторы захоронений отделены от верхних слоев слабопроницаемым горизонтом D, а также буферным горизонтом IV. В случае вертикальных протечек буферный горизонт служит приемником РАО из горизонтов II и III, значительно снижая возможные перетока ЖРО в водоносные горизонты V и VI. Геофильтрационные параметры коллекторских горизонтов, определенные по данным опытных откачек и нагнетаний, приведены в табл. 4.4.

В пласты-коллекторы закачено около 42 млн.м³ отходов, из которых по физическим объемам 85 % приходится на НАО, около 14 % на щелочные САО и менее 1 % на ВАО. По общей активности захороненные ЖРО характеризуются следующим образом: низкоактивные ЖРО менее 1 %, среднеактивные ~60%, высокоактивные ~39 %.

Закачка ВАО на пл.18а осуществляется порциями по 1-2 тыс.куб. м при нагнетании ЖРО в режиме свободного налива или при давлениях 0,5 – 0,6 МПа. Перед удалением ВАО осуществляется подготовка пласта-коллектора путем нагнетания слабокислых

растворов. После удаления порции ВАО осуществляется ее отгеснение из периферической зоны пласта. В результате кислых ВАО и карбонатной составляющей пород пласта-коллектора происходит нейтрализация ВАО, образование слаборастворимых соединений, захватывающих и соосаждающих радионуклиды. Разогрев пласта-коллектора и радиационно-химические явления интенсифицируют эти процессы. При этом в твердую фазу может переходить до 95 – 98 % радионуклидов, а оставшийся в поровом пространстве фильтр отходов является среднеактивным.

Повышение температуры в пласте-коллекторе при захоронении ВАО составляет от 50 до 160°C и эта температура может сохраняться в локальном объеме в течение нескольких лет медленно уменьшаясь со временем.

В настоящее время заполнены центральные участки пластов-коллекторов, составляющие около 60 % их полезной емкости на пл.18 и около 80 % полезной емкости на пл.18а.

Таблица 4.4

Параметры пластов-коллекторов и горизонта D района пл.18 и 18а

Параметры	Площадка 18а	Площадка 18	
	II горизонт	II горизонт	I горизонт
Глубина залегания, м	314 – 341	349 – 386	270 – 320
Мощность, м	30 – 50	30 – 50	50 – 90
Эффективная мощность, м	13 – 30	13 – 24	22 – 75
Общая пористость	0,35	0,35	0,4
Эффективная пористость	0,05 – 0,14	0,1	0,15
Водопроводимость, м ² /сут.	17 – 24	24	34
Коэфф. фильтрации, м/сут.	0,7 – 0,9	0,5 – 3,0	0,2 – 2,2
Напор над кровлей, м	300 – 320	325 – 350	250 – 280
Коэфф. фильтрации изолирующего горизонта, м/сут.	1,2·10 ⁻⁴	1,2·10 ⁻⁴	
Солесодержание, г/л	0,3		
Скорость движения подземных вод, м/год	3 – 5		
Ареал подземных распространений РАО, км ²	2,0	5,0	

На площадке 18а расположено восемь действующих нагнетательных скважин, с помощью которых жидкие РАО закачиваются во II горизонт. Кроме того, на этой площадке имеется четыре со-

оружаемых скважины, 12 ликвидированных скважин и четыре выведенных из эксплуатации, которые ранее использовались как нагнетательные. Контроль за состоянием недр осуществляется с помощью 55 контрольных скважин. Имеется также шесть контрольных скважин выведенных в настоящее время из эксплуатации.

На пл. 18 расположено 12 эксплуатируемых нагнетательных скважин, с помощью которых жидкие РАО закачиваются во II и III горизонты. Кроме того, на этой площадке имеется 12 ликвидированных и 11 выведенных из эксплуатации скважин, которые ранее использовались как нагнетательные. Контроль за состоянием недр осуществляется с помощью 94 контрольных скважин. По периметру площадки 18 имеется также 25 законсервированных контрольных скважин.

Наблюдения показывают, что ареалы подземных загрязнений на площадке 18 составляет 5 км², а на площадке 18а – 2 км². Ареалы не имеют общих точек, они не сомкнулись и смещаются по направлению естественного потока подземных вод к реке Томь.

Проектом установлен следующий ресурс нагнетательных скважин:

- нагнетательные скважины пл. 18 и пл.18а для захоронения щелочных среднеактивных ЖРО – 1млн. м³ отходов или 10 лет использования в качестве нагнетательной скважины;
- нагнетательные скважины пл. 18а для захоронения кислых САО и ВАО – 300 млн. Ки или 5 лет использования в качестве нагнетательной скважины.

Анализ результатов эксплуатации хранилищ и проведенные расчеты позволяют сделать вывод о том, что пласты-коллекторы пл.18, 18а обладают необходимой емкостью, позволяющей продолжить захоронение ЖРО в требуемых объемах: на пл.18 – 16,5 млн. м³, на пл.18а – 1,55 млн. м³.

Учитывая, что прогнозные оценки выполнены с использованием трех способов оценки остаточных объемов захоронения (геолого-разведочные работы, контрольные наблюдения в течение длительного времени, математическое моделирование), можно считать, что величина объема свободных коллекторных горизонтов достаточно достоверна.

Важным вопросом эксплуатации и после эксплуатационного периода является гарантия нераспространения радионуклидов в во-

доносные горизонты и выхода их на земную поверхность. Прогнозные расчеты распространения компонентов ЖРО в коллекторных горизонтах в проектных режимах в период до 2015 г. показали, что пласты-коллекторы пл.18, 18а обладают необходимой емкостью (свободным объемом порового пространства), позволяющей продолжить захоронение ЖРО в требуемых объемах.

Следует отметить, что водозаборы 1, 2 и Левобережный находятся вне пределов горного отвода недр полигонов захоронения. По данным прогнозов с учетом опыта эксплуатации полигона глубинного захоронения, радионуклиды I и II горизонтов не достигнут участков водозаборов за период одной тысячи лет, даже без учета их взаимодействия с породами.

После окончания захоронения, ожидаемые эффективные дозы облучения населения характеризуются значениями 10^{-14} Зв/год, что значительно ниже установленных нормативными документами пределов доз. Время начала облучения населения после захоронения ЖРО составит ~ 5000 лет, и период формирования максимального значения дозы составит 100 тыс. лет, что удовлетворяет требованию нормативных документов о необходимости локализации ЖРО в пределах установленных границ в период времени более 1 тыс. лет (без учета задержки компонентов породами).

В связи с высокой потенциальной опасностью производств СХК, полигонов захоронения, поверхностных водоемов-хранилищ ЖРО, многочисленных хранилищ ТРО и др. потенциальных источников радиационного загрязнения окружающей среды в районе СХК создана Единая система контроля недр (ЕСКН). Она предназначена для оперативного контроля за состоянием геологической среды и подземных вод, сбора информации и изучения на основе ее геологических процессов и явлений, обусловленных хранением и захоронением РАО и других отходов производства.

4.5.2. Полигон глубинного захоронения жидких отходов «Северный» ГХК

Геологическое строение района размещения ПГЗ ГХК «Северный» имеет много общих черт с геологией района размещения полигона СХК. Однако имеются и существенные различия, связанные со смещением геологических горизонтов, обусловленных *вертикальным тектоническим экраном*. Кроме того область закачки ЖРО в пласты-коллекторы представляет собой впадину.

В результате экспериментальных исследований было установлено, что *плоскость тектонического нарушения* на участке полигона и в области возможного влияния захоронения представляет собой глинистый экран. Участок *возможной* взаимосвязи горизонтов опущенного и приподнятого блоков находится в 3-4 км к северу от центра полигона захоронения.

Для захоронения ЖРО используются I и II горизонты, разделенные между собой слабонепроницаемыми горизонтами Б и Г, а от III водоносного горизонта слабопроницаемым глинистым слоем D (табл. 4.5).

Таблица 4.5
Фiltrационные и емкостные свойства пластов-коллекторов полигона «Северный»

Параметры	I горизонт	II горизонт
Глубина залегания, м	355 – 500	180 – 280
Мощность, м	55 – 85	25 – 45
Эффективная мощность, м	25 – 35	23 – 45
Общая пористость	0,2 – 0,25	0,3
Эффективная пористость	0,07	0,08 – 0,12
Водопроницаемость, м ² /сут.	5 – 40	20 – 80
Коэффициент фильтрации, м/сут.	0,3 – 1,6	0,1 – 2,2
Солесодержание, г/л	0,3	-
Скорость движения подземных вод, м/год	5 - 6	
Мощность изолирующего горизонта, м	70 - 170	
Коэфф. фильтрации изолир. горизонта, м/сут.	около 10 ⁻⁴	
Контур отходов, км ²	около 3,5	

В первый водоносный горизонт (I горизонт-коллектор находится на глубине 355-500 м) закачиваются среднеактивные ЖРО и периодически высокоактивные ЖРО. Во второй водоносный гори-

зонт (II горизонт-коллектор находится на глубине 180-280 м) закачиваются низкоактивные ЖРО.

Пласты-коллекторы этих горизонтов обладают высокими сорбционными свойствами по отношению к основным захораниваемым радионуклидам (стронций-90, цезий-137, плутоний-239), обеспечивающими их отставание от жидкой фазы отходов (от несорбируемых компонентов) в 5-10 раз для цезия-137 и стронция-90 и 40-100 раз для плутония-239.

С начала эксплуатации в 1967 г. и по настоящее время в I горизонт было захоронено около 1900 тыс.м³ САО, 234 тыс.м³ – НАО и 73 тыс.м³ - ВАО (одиночными порциями по 1-3 тыс. м³/сутки). Всего 2,2 млн.м³ при проектном (расчетном) объеме 2,3 млн.м³ отходов. Закачка технологических ЖРО в I горизонт осуществляется при давлении до 1,2 МПа. Температура разогрева пласта при закачке ВАО не превышает 50-80°C.

Во II горизонт с 1968 г. захоронено около 3,1 млн.м³ низкоактивных нетехнологических отходов при проектном (расчетном) объеме 4,0 млн.м³. Захоронение осуществлялось с расходом до 600 м³ в сутки при давлениях до 2,0 МПа.

Общий объем захороненных ЖРО на полигоне "Северный" составляет около 5,3 млн.м³ с суммарной активностью около 260 млн.Ки.

Было установлено, что ограниченная площадь коллекторских горизонтов, и особенно I горизонта, снижает фильтрационные свойства структуры пластов и затрудняет перераспределение пластовых давлений развиваемых в процессе захоронений. Для снижения этих эффектов требуется значительное повышение давления нагнетания. В связи с этим, одновременно с нагнетанием отходов (при необходимости) осуществляется разгрузка пласта-коллектора путем откачки подземных вод через разгрузочные скважины, удаленные от нагнетательных скважин.

Для нагнетания ЖРО в I горизонт используется семь нагнетательных скважин и четыре – во II горизонт. Расстояние между скважинами примерно 200 м. Разгрузочные скважины I горизонта расположены на расстоянии около 1 км от нагнетательных скважин – в направлении, противоположном естественному движению подземных вод.

Между нагнетательными и разгрузочными контурами имеется 46 наблюдательных скважин для контроля I, II и III горизонтов. За пределами полигона размещены 42 наблюдательных скважины. Количество наблюдательных и нагнетательных скважин со временем изменяется, так как например, наблюдательные скважины могут переоборудоваться в нагнетательные и наоборот.

Особенность контроля миграции загрязненных подземных вод в зоне ПГЗ «Северный» в отличие от полигона СХК состоит в следующем. Вблизи полигона «Северный» нет водозаборов (отсутствуют водопользователи) и это упрощает контроль, так как отсутствует реальная опасность заражения питьевой воды. С другой стороны, существование прибрежного тектонического нарушения, находящегося в непосредственной близости от нагнетательных скважин и области захоронения ЖРО, контактирование водоносных комплексов приподнятого блока с долиной реки Енисей вызвали необходимость усиления контроля в области тектонического нарушения с целью предупреждения загрязнения окружающей среды. Многолетние наблюдения за перемещением подземных вод подтвердили изолирующую способность тектонического нарушения. Тем не менее, в связи с выдвигаемой в последнее время гипотезой об активизации современных тектонических процессов, на полигоне была запущена постоянно действующая система сейсмического контроля, включающая 12 пунктов измерения, которые регистрируют параметры сейсмических полей. До настоящего времени никаких изменений в характере сейсмичности региона обнаружено не было.

Моделирование потоков подземных вод I горизонта, выполненное ВНИПИПромтехнологии, предполагает продвижение контура отходов жидкой фазы с момента полного заполнения горизонта до долины реки Тель (область разгрузки) в течение 900-1000 лет.

В соответствии с данными контрольных наблюдений после 40 лет захоронения отходов их компоненты находятся в пределах первоначальных проектных границ хранилища и горного отвода недр. Для хранилища I горизонта в южном направлении компоненты отходов не достигли разгрузочных скважин, расположенных на расстоянии около 1000 м от нагнетательных, в северном направлении находятся на расстоянии 400-500 метров. Площадь фактического контура распространения РАО составляет порядка 1,9 км² (при

проектной площади $6,5 \text{ км}^2$). Для хранилища II горизонта в южном направлении компоненты отходов отмечены на расстоянии 500 м, в северном направлении – на расстоянии 600-700 м. Площадь фактического контура распространения РАО $-3,0 \text{ км}^2$ (при проектной площади $6,5 \text{ км}^2$).

Опыт многолетней эксплуатации (более 30 лет) показал, что фактические величины коллекторских горизонтов I и II значительно выше их расчетных значений. В настоящее время ЖРО занимают 26 – 40% от объема в обоих пластах-коллекторах и всего 4,5 – 6,7 % от горного отвода.

4.5.3. Полигон (площадка) глубинного захоронения жидких отходов НИИАР

Полигон глубинного захоронения НИИАР или опытно-промышленный полигон (ОПП) захоронения нетехнологических отходов НИИАР находится на территории предприятия в непосредственной близости от цеха очистных сооружений, в которых происходит подготовка ЖРО к захоронению. На полигоне имеется 5 нагнетательных и 32 наблюдательных скважины.

ОПП предназначен для закачки НАО и САО всех образуемых на предприятии ЖРО. Это растворы от дезактивации оборудования, помещений, спецодежды, душевые воды санпропускников, сбросы контурных вод и бассейнов выдержки топлива. В отходах содержатся радионуклиды цезия, стронция, рутения, циркония и редкоземельных металлов.

Для захоронения ЖРО используются два водоносных комплекса. Эти водоносные комплексы (зоны) в вертикальной проекции представляют собой слоистые горизонты, в которых слабопроницаемые слои чередуются с проницаемыми слоями. Первый водоносный комплекс залегает на глубине 1440 – 1500 м и имеет мощность до 80 м (III проницаемая зона). Второй – на глубине 1130 – 1410 м и имеет мощность 300 м (IV проницаемая зона). Эти комплексы изолированы глинистыми породами мощностью около 45 – 50 м. В последнее время в качестве основной зоны используется IV проницаемая зона, а III зона – в качестве резервной. Выше III и IV зон расположен малопроницаемый горизонт, еще выше залегают V и VI проницаемые зоны, играющие роль буферных зон. В табл. 4.6

приведены фильтрационные и емкостные свойства пластов-коллекторов ОПП НИИАР.

Особенностью коллекторских горизонтов является высокий уровень содержания солей: 205 – 260 г/л по сравнению с уровнем соледержания для коллекторских горизонтов СХК и ГХК, составляющего примерно 0,3 г/л. Токсичность этих природных рассолов, относящихся к хлоридно-натриевому типу по отношению к ПДК в питьевой воде, сравнима с токсичностью закачиваемых НАО. Причем токсичность последних уменьшается постоянно вследствие естественного распада радионуклидов.

Таблица 4.6

Фильтрационные и емкостные свойства
пластов-коллекторов ОПП НИИАР

Параметры	III проницаемая зона	IV проницаемая зона
Глубина залегания, м	1440 – 1500	1130 – 1410
Мощность, м	45	320
Эффективная мощность, м	35	80
Общая пористость	0,14	0,01 – 0,26
Эффективная пористость	0,06	0,02
Водопроводимость, м ² /сут.	35	6
Коэффициент фильтрации, м/сут.	1,0 (рассол)	0,1
Напор над кровлей, м	1585 – 1650	1250 – 1280
Солесодержание вод, г/л	230 – 260	205 – 220
Скорость движения подземных вод	Единицы сантиметров в год	
Мощность изолирующего горизонта, м	45	
Коэффициент фильтрации изолирующего горизонта, м/сут.	$10^{-3} - 10^{-5}$	
Радиус контура отходов, км	2,5 – 3,0	

К особенностям этого региона захоронения ЖРО следует отнести низкую сейсмичность. Кроме того, в геологическом строении не обнаружены нарушения разрывного характера пластов и, как показали исследования, отсутствуют предпосылки таких нарушений. Изолирующая способность района полигона подтверждена наличием в 6-8 км к югу от полигона нефтяных месторождений, которые до настоящего времени не проявили себя и не оказали влияния на окружающую среду.

Эксплуатация ОПП началось с введения в эксплуатацию в 1966 году опытной установки для удаления НАО. В настоящее время в

подземное хранилище закачено около 3 млн.м³ ЖРО суммарной активностью около 120 тыс. Ки. Удаление НАО осуществляется в объемах до 500 куб. м в сутки при давлении до 5,0 МПа. Проектная мощность полигона использована в настоящее время на 50 %.

4.6. Обеспечение безопасности ПГЗ ЖРО

Безопасность эксплуатации ПГЗ ЖРО обеспечивается следующими основными факторами: выбором площадки для захоронения ЖРО, регламентом закачки отходов, постоянными наблюдениями и контролем за процессом распространения ЖРО, результатами расчетов и исследований по прогнозированию поведения отходов в пластах-коллекторах, качеством подготовки отходов и качеством изготовления и монтажа эксплуатируемого наземного и подземного оборудования, соблюдением требований нормативных документов по безопасности и качественным обслуживанием эксплуатируемых объектов. Рассмотрим эти факторы несколько подробнее.

1. Безопасность захоронения ЖРО на полигонах глубинного захоронения СХК, ГХК и НИИАР обеспечивается прежде всего правильным выбором геологии района захоронения, характеризующимся рядом параметров, в том числе:

- захоронением ЖРО на глубинах более 200 м;
- наличием горизонтов (пластов-коллекторов), способных принять достаточно большой объем ЖРО (млн. куб. метров), надежно изолированных от водоносных горизонтов;
- небольшой скоростью движения подземных вод в пласте-коллекторе, сдерживающих миграцию радионуклидов;
- способностью грунтов (пород) пласта-коллектора поглощать (сорбировать) радионуклиды, переводя жидкие отходы в твердые.

2. В подземные пласты коллекторы СХК и ГХК производится захоронение ЖРО всех категорий активности, в которых могут содержаться долгоживущие трансурановые элементы.

Радионуклидный состав ЖРО, направляемых на захоронение, представлен в основном следующими радионуклидами: стронций-89, стронций-90, цирконий-95, ниобий-95, цезий-134, цезий-137, церий-144, прометий-147, являющиеся бета-излучающими радионуклидами. В ВАО преобладают радионуклиды с периодом полураспада примерно два года и менее. В соответствии с санитарными

правилами СП и ТУ ЭКХ-93 и методическими указаниями МУ ЭКГХ 2003 в каждом конкретном случае устанавливаются ограничения максимальной удельной активности ВАО, направляемых на захоронение, в зависимости от радионуклидного состава и на основании исследований и расчетов.

При подготовке ВАО к захоронению осуществляется дополнительное извлечение трансурановых радионуклидов в каждом конкретном случае на основании исследований и расчетов. Допустимые содержания долгоживущих трансурановых нуклидов устанавливаются на основании заключения о невозможности или нецелесообразности их дальнейшего извлечения, готовятся, как правило, профильной проектной организацией. Захоронение ЖРО, относимых к ВАО, осуществляется по специальным программам, разрабатываемых эксплуатирующей организацией на пятилетний срок.

3. Перед закачиванием ЖРО в пласты-коллекторы отходы подвергаются предварительной обработке с учетом особенностей физико-химических свойств горизонта, в который предполагается удалить эти отходы. Кроме того, режим закачки корректируется в зависимости от категории ЖРО по активности, кислотности, содержания солей и др. Например, закачка ВАО производится, как правило, порциями при давлениях 0,1 – 0,6 МПа или в режиме свободного налива.

4. Расчетными методами, регулированием режима нагнетания ЖРО, а также с помощью измерений температуры в наблюдательных скважинах достигаются условия захоронения, при которых максимальная температура разогрева пород поглощающего горизонта не превышает расчетной величины парообразования в поглощающем горизонте, содержащем отходы (140-170°C при захоронении ВАО и САО). Следует отметить, что температура парообразования в режиме пластовых давлений составляет около 220°C для глубин примерно 300 м.

5. Ядерная безопасность захоронения ЖРО, в состав которых входят долгоживущие трансурановые радионуклиды, обеспечивается предварительными расчетами и заключениями ОЯБ ФЭИ. При подготовке заключения учитывается возможное концентрирование ядерно-опасных радионуклидов в результате сорбционных и других физико-химических процессов.

Как показывают расчеты, для возникновения СЦР необходимо локализация, например металлического плутония или высококонцентрированного раствора плутония, в зоне не менее 10 см. Моделирование процессов в пласте-коллекторе и расчеты показывают, что такие условия практически не могут создаться в зоне захоронения ЖРО. Даже, если допустить, что СЦР может возникнуть, то это будет не ядерный взрыв. Для исключения создания подобных условий при подготовке ЖРО к захоронению осуществляется нормирование трансурановых элементов, направляемых на захоронение, с учетом свойств пород пласта-коллектора.

6. Проверка выполнения требований санитарно-эпидемиологической и радиационной безопасности при эксплуатации хранилищ осуществляется на основе наблюдений, анализа их результатов, расчетов, моделирования и постоянного мониторинга захоронений. Мониторинг на СХК, ГХК и НИИАР осуществляется с помощью наблюдательных скважин, количество которых на порядок превышает количество нагнетательных скважин.

7. В системе контроля безопасности захоронения ЖРО центральное место занимает контроль за состоянием геологической среды, а также миграция радионуклидов в зоне захоронений ЖРО.

При эксплуатации полигонов глубинного захоронения ЖРО контролируются:

- положение отходов или их компонентов в геологической среде;
- протекание процессов в геологической среде при захоронениях;
- выполнение требований технологических регламентов захоронения;
- объемы и состав ЖРО, направляемых на захоронение;
- техническое состояние основных сооружений;
- признаки и предпосылки осложнений и аварийных ситуаций на ранней стадии;
- состояние поверхностных сооружений хранилища, герметичность трубопроводов, насосов и т.д.;
- техническое состояние подземных сооружений – буровых скважин, герметичность обсадных труб скважин, изоляция поглощающего горизонта от поверхности и вышележащих горизонтов по затрубному пространству скважин;

- составы подземных вод поглощающего и контролируемых горизонтов, присутствие в них компонентов отходов;
- пьезометрическая поверхность (положение уровней) подземных вод поглощающего и контролируемых горизонтов;
- состояние водных объектов, почв в СЗЗ и зоне наблюдения.

8. Прогнозное моделирование процессов миграции радионуклидов, проведенное отечественными и зарубежными (СХК и НИИАР) специалистами с учетом результатов почти 40-летней эксплуатации полигонов, показал, что в ближайшие 1000 лет и более, отходы не достигнут водоносных горизонтов. Более того, концентрация основных радионуклидов стронция-90 и цезия-137 за этот срок уменьшится в 10^{10} раз.

Сейсмичность районов захоронения ЖРО на СХК, ГХК и НИИАР не превышает шести баллов. Прогнозируемые проявления неотектонических и современных тектонических процессов не должны в ближайшие 1000 лет привести к нарушению изоляции поглощающих горизонтов, содержащих отходы.

9. Для обеспечения качественного проведения работ по подготовке ЖРО к захоронению и работ по захоронению и контролю на предприятиях введены системы контроля качества с соответствующим комплектом документов. Это позволяет уменьшить риски возникновения аварийных ситуаций, связанных с ошибками персонала. Эта же система позволяет предотвратить последствия различных стихийных действий (землетрясение, цунами, наводнение, снегопад и др.) при извещении персонала заранее. Анализ показывает, что стихийные бедствия и другие гипотетические события (падения самолета, террористический акт) могут привести к частичному разрушению наземных сооружений и разливу ЖРО в процессе закачки и местному загрязнению в пределах СЗЗ. При этом загрязнений можно избежать, если при этом не производить нагнетание отходов в скважину.

10. ПГЗ ЖРО находятся в эксплуатации почти 40 лет. При этом, несмотря на проведение работ с большим объемом САО и ВАО, не зафиксировано ни одного серьезного происшествия с радиационными последствиями.

11. В России эксплуатация ПГЗ ЖРО осуществляется в соответствии с ФЗ [2], [58], нормативными документами [19], [20], санитарными нормами и правилами, а также СП и ТУ ЭКХ-93, МУ ЭКГХ 2003 [56], [57] и др. нормативно-правовыми актами.

12. В соответствии с «Концепцией Минатома России (Корпорации Росатома) по обращению с радиоактивными отходами» (2000 г.) после исчерпания проектных подземных объемов захоронения ЖРО предстоит консервация всех ПГЗ ЖРО. Обеспечение безопасности после консервации связано в основном с контролем миграции радионуклидов и контролем состояния геологической среды (ее стабильности) [11].

В рамках реализуемой в настоящее время ФЦП [4] предполагается «обеспечение безопасности действующих объектов глубинного захоронения ЖРО».

Задания и вопросы для самоконтроля

1. Что такое ПГЗ ЖРО? Какие задачи удалось решить в период становления атомной промышленности с помощью этих полигонов?

2. Составьте список технических требований к геологическим формациям для обеспечения безопасности глубинного захоронения жидких РАО.

3. РАО какой категории активности захораниваются в ПГЗ ЖРО?

4. Могут ли захораниваться в ПГЗ ЖРО высокоактивные отходы?

5. Какие потенциальные опасности имеют место при эксплуатации ПГЗ ЖРО?

6. Изобразите схематично систему подачи отходов в пласты-коллекторы.

7. Какие типы скважин используются на ПГЗ ЖРО и, какими техническими характеристиками они должны обладать?

8. Проведите сравнение ПГЗ ЖРО, эксплуатируемых в настоящее время.

9. На какие глубины производится закачка ЖРО?

10. В чем существенное отличие геологического строения полигонов СХК и ГХК, важного для безопасности?

11. В чем особенности глубинного захоронения ЖРО на полигоне НИИАР?

12. Составьте перечень мер, которые предпринимаются эксплуатирующими организациями для обеспечения безопасности обращения с РАО, захораниваемых на ПГЗ ЖРО.

13. Используется ли в зарубежных странах практика глубинного захоронения жидких РАО?

Глава 5. ХВОСТОХРАНИЛИЩА РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

5.1. Общие сведения

На многих ПЯТЦ имеются хвостохранилища, на которые удалялись и удаляются как различные промышленные отходы, так и радиоактивные вещества, которые могут быть отнесены к категории РАО. Эти РАО различны по агрегатному состоянию (твердые, жидкие) и довольно разнообразны по радионуклидному составу. Хотя средняя удельная активность радиоактивных хвостов⁶ не высока (менее 10^3 кБк/кг), однако из-за накопления в хвостохранилищах больших масс РАО и присутствия в них долгоживущих радионуклидов, потенциальная опасность хвостохранилищ будет оставаться радиологически значимой в течение длительного периода времени.

Организация первых хвостохранилищ в СССР, некоторые из которых в настоящее время выведены из эксплуатации и законсервированы, относится к моменту начала освоения урановых месторождений и пуска первых заводов по переработке урановой руды. В то время (конец 40-х – начало 50-х годов прошлого столетия) не было достаточного опыта проектирования подобных хранилищ. Не уделялось должного внимания выбору места их размещения, не было опыта наблюдений за поведением хвостохранилищ и состоянием окружающей среды, не предусматривались необходимые природоохранные мероприятия. Во-первых, считалось что, отходы хвостохранилищ не столь уж и опасны и, во-вторых, размещение отходов рассматривалась как временная мера, за которой (при совершенствовании технологии извлечения) последует повторная переработка отходов хвостохранилищ с целью извлечения оставшихся полезных элементов, в том числе и урана.

Однако до настоящего времени не было сделано попыток повторной переработки хвостов. И это, по-видимому, связано с двумя

⁶ *Хвосты* – измельченные отходы, получаемые после переработки руд полезных ископаемых. *Хвостохранилище* – место (комплекс сооружений) для организованного складирования и хранения хвостов в горнорудной промышленности.

основными факторами: экономической нецелесообразностью и с непредсказуемостью масштабов экологических последствий разрушения старых захоронений. Все это свидетельствует о том, что существующие хвостохранилища являются местом складирования и захоронения жидких и твердых РАО и ряда химических отходов и необходимо принимать меры к тому, чтобы уровень влияния этих захоронений на окружающую среду и человека не возрастал, а со временем снижался.

В настоящее время площадь, непосредственно занятая хвостохранилищами, в России превышает 7,5 км², а активность, накопленных РАО около 160 кКи (см. табл. 5.1). На ПЯТЦ хвостохранилища организованы не только на предприятиях по добыче и переработке радиоактивной руды, но и на ряде других предприятий, на которых размещаются твердые и жидкие НАО. Тем не менее наибольшая часть отходов как по объему, так и по активности находится на двух уранодобывающих горнорудных предприятиях ГМЗ (г. Лермонтов) и ППГХО (г. Краснокаменск).

На зарубежных предприятиях хвостохранилища используются для сбора и хранения хвостов предприятий по добыче и переработки урана и тория. Подобные предприятия имеются в Австралии, Индии, Канаде, Китае, Нигере, Намибии, США, Франции, и др., а также в странах постсоветского пространства: Казахстане, Кыргызстане, Таджикистане, Украине и Узбекистане.

Основными документами МАГАТЭ, выдвигающими требования и подходы к обращению с отходами, образующимися при добыче и переработке радиоактивных руд и направленные на ограничение воздействия их радиоактивности на здоровье населения и окружающую среду, являются «Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами» и «*Обращение с отходами при добыче и переработке урановых и ториевых руд*» [3], [59].

Объединенная конвенция дает общие рекомендации по обращению с РАО. Второй документ МАГАТЭ непосредственно относится к проблеме обращения с РАО при размещении их в хвостохранилища и состоит из двух частей: Свод положений и Руководство к данному Своду. В Своде излагаются требования по безопасному и

надежному обращению с отходами, образующимися при добыче и переработке урановых и ториевых руд, в то время как в Руководстве приведены инструкции по использованию Свода, а также анализ технологий и концепций по обращению с РАО при добыче и переработке радиоактивных руд.

Свод содержит требования по обеспечению безопасности на всех этапах жизненного цикла установок по добыче и переработке радиоактивных руд, в том числе при проектировании, эксплуатации, снятии с эксплуатации, а также вопросы, связанные с контролем, надзором и обслуживанием хвостохранилища. В документе приводятся примеры реализации рекомендаций МАГАТЭ в нормативных документах национального уровня.

В России основополагающим документом, в котором изложены требования по обеспечению безопасности при обращении с РАО, накопленными в хвостохранилищах, является нормативный документ НП-058-04, *«Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения»*. Кроме того, требования по безопасному захоронению РАО изложены также в нормативных документах НП-055-04 *«Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии основные требования безопасности»* и НП-069-06 *«Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности»* [19] – [21].

В 1991 году были изданы *«Санитарные правила ликвидации, консервации и перепрофилирования предприятий по добыче и переработке радиоактивных руд»* (СП ЛКП-91) [60]. Основные положения, содержащиеся в СП ЛКП-91, формально касаются только горнорудных предприятий, однако они могут быть отнесены и к хвостохранилищам нерудных предприятий.

СП ЛКП-91 регламентируют комплекс санитарно-защитных мероприятий, которые должны быть осуществлены в процессе ликвидации, консервации и перепрофилирования предприятий по добыче радиоактивных руд с целью дезактивации оборудования и помещений, рекультивации территории, захоронения радиоактивных и токсичных отходов, в том числе и хвостохранилищ. Предельные уровни загрязнения окружающей среды установлены с учетом требований НРБ-76/87 (к сожалению уже дважды устаревшими).

Устройство (конструкция) хвостохранилища может быть различным в зависимости от особенностей местности, состава «хвостов» (отходов) и способов их размещения (укладки) в хвостохранилище и его влияния на распространение загрязнения с территории хвостохранилища на окружающую среду [8]. По способу укладки хвостов различают *намывные* и *наливные* хвостохранилища, по размещению на местности – *равнинные* и расположенные в естественных или искусственных понижениях рельефа так называемые *овражно-балочные* или *горные*.

Намывные (равнинные) – это наиболее распространенный тип хвостохранилища уранодобывающей промышленности, в котором ограждающая дамба наращивается намывом хвостовой пульпы, перекачиваемой с гидрометаллургического завода по пульпопроводу. Ограждающая дамба отсыпается из твердой, преимущественно песковой фракции, а иловая (шламовая) фракция вместе с хвостовыми водами отдельно подается по пульпопроводу в образующуюся чашу.

Насыпные хвостохранилища сооружают, как правило, в тех случаях, когда для создания устойчивых намывных дамб хвостохранилища большой площади песковой фракции оказывается мало. В этих случаях хвостохранилища чаще устраивают в оврагах и балках, в которых протяженность дамбы оказывается ограниченной размерами выхода из балки (оврага). Такие хвостохранилища относятся к *насыпным овражно-балочным хвостохранилищам* с дамбой небольшой протяженности.

Наливные хвостохранилища образуют на основе естественного или искусственного понижения (впадины) рельефа, например на месте отработанного карьера. К наливным относят также хвостохранилища, у которых ограждающие дамбы сооружены из *не хвостового*, а привозного (инертного) материала.

По функционально-производственному принципу, сформировавшему облик и характеристики хвостохранилищ ПЯТЦ, их можно объединить в следующие группы:

Первая группа: хвостохранилища предприятий по добыче и переработке урановых руд и обработке природного, а также обедненного урана. На эти хвостохранилища поступают РАО, содержащие радионуклиды цепочки распада урана. Это предприятия ГУП «ГМЗ», ОАО «ППГХО» и ОАО «ЧМЗ».

Вторая группа: хвостохранилища предприятий по изготовлению тепловыделяющих элементов. Отличительной особенностью РАО, поступавших на захоронение в хвостохранилища этих предприятий, является наличие урана с обогащением выше природного, используемого в тепловыделяющих элементах различного назначения. Это предприятия ОАО «МСЗ» и ОАО «НЗХК».

Третья группа: хвостохранилища предприятий по переработке гексафторида и тетрафторида урана. Отходы хвостохранилищ этих предприятий характеризуются радионуклидами уранового ряда и меньшей удельной активностью. Это предприятия: ОАО «УЭХК», ОАО «ЭХЗ», ОАО «АЭХК» и ОАО «КЧХК». Включение в эту группу ОАО "КЧХК" обусловлено тем, что прошлая деятельность этого комбината была связана с переработкой гексафторида и тетрафторида урана.

Отметим, что в хвостохранилища удаляют не только отходы, содержащие радионуклиды, но большое количество разнообразных химических элементов, которые в ряде случаев являются более опасными для окружающей среды, чем РАО.

5.2. Опасности, создаваемые хвостохранилищами

В хвостохранилища удаляются НАО, удельная активность которых не превышает 10^4 - 10^5 Бк/кг. Тем не менее большой объем этих отходов, в ряде случаев открытая водная поверхность хвостохранилищ, а также отсутствие, как правило, специального изолирующего слоя на дне хвостохранилища может приводить к загрязнению окружающей среды, опасной для деятельности человека. Положение усугубляется наличием в составе РАО долгоживущих радионуклидов, которые сохраняют эту опасность в течение длительного периода времени. Ситуация с обеспечением безопасности размещения РАО в хвостохранилищах в ряде случаев подобна ситуации с поверхностными водоемами-хранилищами, рассмотренными в главе 3. Конечно, существенное отличие состоит в уровне общей активности, размещенной в водоемах-хранилищах, а также удельной активности отходов, особенно донных отложений.

Рассмотрим опасности, создаваемые хвостохранилищами как в период их эксплуатации, так и после закрытия (консервации). Количественные характеристики воздействия хвостохранилищ на ок-

ружающую среду, приведенные ниже, наиболее характерны для предприятий по добыче и переработке урановой руды, и ниже им уделено наибольшее внимание. [59] – [67].

1. Хвостохранилище имеет большую открытую водную поверхность (десятки и сотни квадратных метров), которая является потенциальным источником распространения радионуклидов с *водной пылью* в случае сильного ветра и/или смерча, на окружающую природную среду.

2. Радиоактивная *земляная пыль* с поверхности наружных откосов ограждающих дамб, с пляжей, а также с высохших поверхностей отработанных карт хвостохранилищ может разноситься ветром на сотни метров за пределы хвостохранилища. Количество сдуваемой пыли зависит от скорости ветра, размеров частиц пыли, её влажности. Например, уже при скорости ветра в 3 м/с с пылящей поверхности дамбы сдувается более 90 % частиц диаметром от 0,2 до 0,25 мм. Иловая фракция, которая может обнажаться в засушливое время года, состоит из частиц диаметром 0,1-0,05 мм. Мощность экспозиционной дозы по периметру ограждающей дамбы обычно составляет 100-150 мкР/ч, а иловой пульпы – 1000-1500 мкР/ч.

Радионуклидный состав альфа-активных аэрозолей в районе хвостохранилищ имеет существенный сдвиг в сторону долгоживущих дочерних продуктов урана (приложение 4). Вклад изотопов урана (уран-238, уран-234) в суммарную альфа-активность аэрозолей обычно составляет 15-20 %, остальные 80-85 % приходятся на основные изотопы уранового ряда (торий-230, радий-226, полоний-210), а также на альфа-излучающие изотопы ториевого ряда. Основным альфа-излучателем в аэрозольном загрязнении воздушной среды является радий-226, содержание которого примерно в два раза больше содержания урана. Содержание тория-230 и полония-210 обычно несколько меньше (70-80 % содержания радия). Суммарная альфа-активность поверхностного слоя почвы около хвостохранилища колеблется в пределах 1-2 кБк/кг (верхняя граница отнесения альфа-активных ТРО к категории НАО в соответствии с ОСПОРБ-99/2010 составляет 100 кБк/кг).

3. Радионуклиды и химические соединения, находящиеся в хвостохранилище, могут *проникать в грунт* и, далее грунтовыми водами распространяться далеко за его пределы. Потеря воды вслед-

ствие фильтрации через грунт дна и дамб может достигать 20-30 % объема поступающих жидких отходов и зависит от многих факторов: площади хвостохранилища, высоты слоя жидкости, эффективности гидроизолирующего слоя и др. Инфильтрация, по расчетным данным, может достигать 500-1000 м³ /сутки.

Радиоактивные и химические загрязнения, содержащиеся в фильтрующихся водах, способны мигрировать с подземными водами на значительные расстояния. [64]. Кроме того, жидкость, фильтрующаяся из отстойного прудка, проходя через ил, обогащается ураном. Причем содержание урана в ней может возрасти более чем на порядок по сравнению с осветленной компонентой жидкости прудка. Нитрат-ионы, попадая с потоком грунтовых вод в колодцы, пруды и естественные водоемы ухудшает экологическую обстановку.

Миграция радия и большинства других радионуклидов уранового ряда невелика, так как они хорошо сорбируются грунтами, особенно при снижении кислотности до pH равного 5-6. Ареал распространения этих радионуклидов не выходит, как правило, за пределы СЗЗ.

4. Хвостохранилища могут служить причиной непосредственного радиоактивного загрязнения открытых (поверхностных) водоемов. Наиболее частой причиной такого загрязнения открытых водоемов является не запланированный *сброс из отстойного прудка* дебаланса жидкой фракции хвостов, например из-за обильных осадков, а в ряде случаев из-за несоответствия мощности производства и объема хвостохранилищ. Подобные сбросы приводят к появлению еще одного загрязненного радиоактивными отходами объекта, контроль за которым, как правило, является более слабым, чем за хвостохранилищем.

5. Причиной загрязнения территории предприятия (обычно СЗЗ) может явиться *транспортирование хвостов (ТРО)*, которое осуществляется по пульпопроводу (жидкая фракция, шламы) и/или с помощью автосамосвалов (пески, забалансовая руда). Если на всем протяжении пульпопровода нет протечек, то загрязненность вдоль пульпопровода не наблюдается. Перевозка песка автосамосвалами неизбежно приводит к потерям части радиоактивного материала по пути следования и загрязнения полотна дороги и прилегающей территории. Это имеет место при нарушении асфальтового покры-

тия, в местах, где имеются выбоины и неровности. Мощность экспозиционной дозы вдоль полотна дороги может достигать при этом несколько сот мкР/ч.

6. Вероятно самой неблагоприятной ситуацией, с точки зрения загрязнения окружающей среды, является *прорыв ограждающей дамбы* хвостохранилища или разрушение гидротехнических сооружений. При прорыве плотины (дамбы) вырывается значительная часть содержимого чаши, включая наиболее активную иловую часть хвостов. При аварии подобного вида может подвергнуться загрязнению довольно обширная территория.

7. Хвостохранилище служит источником *загрязнения атмосферы* радиоактивными и токсичными газами. Это прежде всего радон, который эманурует со всей поверхности (примерно 10^6 - 10^7 Бк/год, от 0,004 до 0,05 Бк/м²·с), поскольку в хвостохранилище поступает почти весь радий, содержащийся в исходной руде. Однако радоновое загрязнение атмосферного воздуха является, как правило, несущественным с санитарной точки зрения, поскольку радон быстро рассеивается в атмосфере, особенно при ветре.

Примечание. Радиоактивность хвостов обычно определяют по количеству радия-226, находящегося в хвостах, который при распаде переходит в радон. При производительности гидрометаллургического завода 2000 т руды в сутки и содержании U_3O_8 в ней равном 0,2 %, в хвосты ежедневно попадает примерно $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк радия-226 и через 20 лет в них содержится $2,6 \cdot 10^{14}$ Бк (7 кКи) радия-226 при средней концентрации в сухих хвостах около 16 Бк/г.

Представленные выше опасности характерны не для всех типов хвостохранилищ. Ряд характеристик хвостохранилищ существенно зависят от их конструкции. С санитарной и экологической точек зрения намывные хвостохранилища предпочтительнее насыпных, поскольку в процессе намыва происходит дифференциация хвостового материала: наиболее крупные частицы песка задерживаются у места выпуска пульпы, формируя наружный откос дамбы. Мелкодисперсная, иловая фракция уносится с водой по пляжу намыва в отстойный пруд и оседает на дне. Поскольку активность иловой фракции на порядок выше песковой, то основная активность скапливается на дне пруда (водоема).

При формировании насыпных дамб хвостовой материал не дифференцируется по крупности, следовательно, и по удельной активности. Поэтому удельная активность пылящей поверхности насыпной дамбы обычно выше намывной.

Минимальным источником образования *радиоактивной пыли* в период эксплуатации является наливное хвостохранилище, при условии, что вся его площадь покрыта водой, а дамба сооружена из инертного материала.

Больше всего радиоактивной пыли выпадает вблизи равнинных хвостохранилищ, поскольку они, возвышаясь над общим уровнем местности, наиболее открыты ветрам (до 600 - 800 м), в то время как радиоактивная пыль от овражно-балочного хвостохранилища разносится на расстояние не более чем 150 – 200 м, поскольку дамба, расположенная в пониженной части рельефа, менее подвержена действию ветра.

На овражно-балочных хвостохранилищах, расположенных на местности, имеющей значительный уклон, принимают меры для предотвращения попадания ливневых и талых вод в чашу хвостохранилища, чтобы не увеличивать количества загрязненных вод и не допустить переполнения чаши водоема. Для этого сооружаются нагорные канавы и другие водоотводящие устройства. Однако на хранилища подобного типа могут случаться аварии из-за прорыва плотины.

В соответствии с перечнем опасностей, приведенных выше, можно составить список факторов (событий, явлений, причин), способных вызвать *аварии* на хвостохранилищах:

- землетрясение;
- наводнение;
- засуха;
- смерч, сильный ветер;
- переход урана в легкорастворимую форму;
- разрушение плотины;
- падение самолета;
- террористический акт.

Первые пять *факторов аварии* являются природными.

Переход урана в легкорастворимую форму под воздействием бактерий в случае повышения общей температуры на планете на 10-15°C можно отнести в настоящее время скорее к гипотетическим предположениям. Поскольку в выведенных из эксплуатации хвостохранилищах, как правило, содержится большое количество урана (несколько десятков тонн), то в случае разогрева этой массы и перехода урановых соединений из трудно- в легкорастворимые

формы, последний начнет быстро распространяться с грунтовой водой вне пределов закрытого хвостохранилища. Вследствие этого необходим периодический мониторинг температуры закрытого хвостохранилища в течение многих лет, а также контроль за миграцией урана по почвенным слоям.

Вероятность падения самолета на территорию хвостохранилища невелика и определяется прежде всего расположением авиатрасс над регионом расположения хвостохранилища.

Возможность террористического акта определяется степенью физической защиты хвостохранилища и серьезностью последствий этого акта. Все рассматриваемые предприятия расположены на охраняемых территориях, физическая защита которых является важным фактором безопасности ПЯТЦ.

Как уже отмечалось, наиболее серьезные последствия возможны в результате разрушения гидротехнических сооружений (ГТС), высота которых на некоторых хвостохранилищах составляет десятки метров. Разрушение плотин может быть вызвана разными причинами: наводнение, избыток сбрасываемых вод, очень высокий уровень годовых осадков, землетрясение, разрушение ГТС вследствие его ветхости, террористический акт.

5.3. Хвостохранилища предприятий ядерного топливного цикла

В настоящем разделе рассматриваются основные характеристики некоторых хвостохранилищ ПЯТЦ, а также воздействия этих хвостохранилищ на окружающую среду и возможные события, способные привести к ухудшению экологической обстановки в зоне их влияния (табл. 5.1).

ГУП "Гидрометаллургический завод". Лермонтовское государственное предприятие «Алмаз» было создано в 1950 году для добычи и переработки урановых руд из горы Бештау, а затем и из горы Бык в районе Кавказских Минеральных Вод. Для складирования РАО в двух километрах от ГМЗ в балке Калмыцкой было создано хвостохранилище №1, а в 1959 году капитальное хвостохранилище №4. Кроме собственной руды, ГМЗ перерабатывал привозную руду из Казахстана и Украины.

Эксплуатация рудника №1 (гора Бештау) была прекращена в 1975 году, а рудника №2 (гора Бык) – в 1989 году. ГМЗ прекратил переработку урановых руд в 1991 году, и по плану консервации уранового производства произвел демонтаж оборудования уранового производства, дезактивацию основного здания уранового производства с вывозом загрязненного активностью оборудования на хвостохранилище согласно п. 7.3. Санитарных правил ЛКП-91. На ГМЗ остались не связанные с производством урана – производство удобрений, продукции из скандия и синтеза экстрагентов.

В 1996-1998 годах разработан проект, предусматривающий выполнение рекультивационных работ, базирующийся на применении в качестве изолирующего и сцепляющего материала – фосфогипса. Конечная цель проекта: вывод из эксплуатации хвостохранилища РАО и проведения его рекультивации. С 1991 года хвостохранилище ГУП "ГМЗ" находятся в стадии вывода из эксплуатации (в стадии закрытия).

Хвостохранилище состоит из семи секций, разделенных дамбами, и является вторым по величине площади и объема (после хвостохранилища ОАО «ППГХО») в России (табл.5.1). Площадь его составляет 1,46 млн. м². К моменту прекращения деятельности предприятия в хвостохранилище было накоплено около 46 кКи РАО, из них около 27 кКи альфа-активных и около 19 кКи бета-активных радионуклидов. Средняя удельная активность накопленных РАО составляет $2,7 \cdot 10^{-6}$ Ки/л.

Наибольшая опасность в период до и после закрытия хвостохранилища может представлять прорыв дамбы, удерживающей основную массу РАО в хвостохранилище, максимальная высота которой составляет 37 м. При этом загрязненные радиоактивные массы отходов попадут в речную гидрографическую сеть курортной зоны Кисловодских Минеральных Вод. Наиболее вероятной причиной такого события может послужить землетрясение, поскольку сейсмичность этого района составляет 8 баллов.

В регионе расположения хвостохранилища грунтовые воды залегают на глубине от 1,3 до 2,8 м от поверхности земли и составляют единый водоносный комплекс. В эти воды происходит разгрузка вод хвостохранилища, загрязненных химическими и радиоактивными элементами. Объем фильтрующихся вод через тело дамбы №4 оценивается в размере около 1500 м³/сутки. В настоящее

время контроль подземных вод осуществляется с помощью 16 точек отбора проб по 25 параметрам, в том числе: уран, радий, полоний, сульфаты, хлориды и др.

Результаты контроля свидетельствуют, что имеет место загрязнение подземных вод химическими и радиоактивными элементами уранового ряда, а также повышенная мощность экспозиционной дозы гамма-излучения на площади хвостохранилища и прилегающих загрязненных участках (в отдельных местах 400-1500 мкР/час) и наличие загрязнения поверхности земли вокруг хвостохранилища радиоактивными материалами. Все участки загрязнения находятся в пределах СЗЗ предприятия.

ОАО "Приаргунское производственное горно-химическое объединение". В настоящее время это единственное, действующее на территории России, предприятие по добыче и переработке урановых руд в *промышленных масштабах*.

Хвостовое хозяйство предприятия включает в себя три хвостохранилища ГМЗ и Сернокислового завода (СКЗ): "Верхнее", "Среднее", "Огаркохранилище СКЗ".

В хвостохранилища "Верхнее" и "Среднее" сливаются технологические отходы ГМЗ, образующиеся при обогащении урановой руды, в "Огаркохранилище СКЗ" сбрасывается огарок от сжигания серного колчедана при производстве серной кислоты.

Хвостохранилище "Верхнее" является ГТС общей емкостью 50 млн.м³ и площадью 3,9 млн. м². В его состав входит ограждающая дамба (длина 1320 м, высота до 42,85м); три заградительных дамбы.

Хвостохранилище "Среднее" также является ГТС общей емкостью 5,6 млн.м³ и площадью 1,1 млн. м². В его состав входит ограждающая дамба длиной 908 м и высотой до 15,6м.

В хвостохранилище "Верхнее" накоплено около 50 млн. т отходов (активность свыше 100 кКи), а в хвостохранилище "Среднее" – 4 млн. т (6 кКи). Средняя удельная активность накопленных РАО составляет $1,8 \cdot 10^{-6}$ Ки/л.

Таблица 5.1

Хвостохранилища предприятий ядерного топливного цикла

Характеристики	Предприятия ядерного топливного цикла								
	ГМЗ	ППГХО	КЧХК	ЧМЗ	МСЗ	НЗХК	УЗХК	ЭХЗ	АЭХК
Площадь, м ²	1,46 10 ⁶	5 10 ⁶	0,5 10 ⁶	0,4 10 ⁶	1,6 10 ⁶	0,3·10 ⁶	26·10 ³	10 ⁴	~
Объем, м ³	17 10 ⁶	55,6 10 ⁶	-	6,0·10	3,7·10 ⁶	-	48·10 ³	9·10 ⁴	10 ³ м ³
Сум. актив., Бк	1,7·10 ¹⁵	3,7·10 ¹⁵	1,07·10 ¹⁴	4,4·10 ¹³	3,17·10 ¹³	3,2·10 ¹³	3,2·10 ¹¹	2,4·10 ¹⁰	1,9·10 ¹²
Радионуклидный состав (основной)	U-238, 234, 235; Th-230, 234; Ra-226, Rn-222; Po-218, 214, 210; Bi-214, 210; Pb-214, 210.		U, Pu, Cs, Sr, Se, Ir, Co	Уран природный	уран (обогаш) Ra, Th	-	U-234, 235, 238	U-234, 238	U-234, 235, 238
ГТС: тип, макс. высота дамбы, м	Овражно-балочный; до 37	Овражно-балочный, до 42,85.	Поверхностн., до 4	Равнинный, 9,2	Поверхностный, 8,5	Овражно-балочный	3,6	-	3,5
Защитный экран	Нет	Нет	Нет	Нет	Нет	Нет	Есть		

Примечание к таблице 5.1: 1. Все хранилища содержат НАО. 2. Хранилища состоят, как правило, из ряда секций (карт, секций), некоторые из которых закрыты (заполнены), или находятся в стадии консервации, или – в эксплуатации или подготовлены для эксплуатации. 3. Основная активность в хвостохранилищах с жидкой фракцией сосредоточена в донных отложениях (более 90 %).

Наиболее опасным, с точки зрения загрязнения окружающей природной среды, является разрушение плотины, которая удерживает радиоактивные массы ила, накопленные почти за сорок лет эксплуатации предприятия.

В настоящее время хвостохранилище является главным загрязнителем горнопромышленного ландшафта. Площадь загрязнения составляет около 5 км^2 . Это загрязнение обусловлено инфильтрацией загрязненных вод через дно и борта хвостохранилища, а также разносом радиоактивной пыли за пределы хвостохранилища.

К 1990 г. в чаше хвостохранилища находилось 453 тыс. м^3 воды, в которой было накоплено $120 \cdot 10^3 \text{ т}$ сульфатов при их концентрации в сточной и оборотной водах 14100 мг/л , $7,8 \cdot 10^3 \text{ т}$ нитратов, свинца $3 \cdot 10^3 \text{ т}$ при концентрации около $1,2\text{--}0,3 \text{ мг/л}$, мышьяка - $16 \cdot 10^3 \text{ т}$ и др. В твердой части хвостов находилось 7930 т молибдена, 190 т природного урана, радия - $775,3 \text{ Ки}$, тория-230 - 23936 Ки , полония-210 - 22996 Ки , свинца-210 - 17319 Ки [64].

Содержание урана в донных отложениях составляет сотые-десятые доли процента. В то же время в донных отложениях установлены повышенные (аномальные) концентрации радия, молибдена и др. химических веществ. Несмотря на экранизацию чаши хвостохранилища полиэтиленовой пленкой толщиной $0,2 \text{ мм}$, фильтрационные потери составляют около 2 млн м^3 в год.

Мониторинг загрязнения подземных вод, осуществляемый с помощью сети режимных скважин, расположенных вокруг хвостохранилищ, показал, что длина ареала с опасными концентрациями в осевой части потока ниже хвостохранилища превышает $1,2 \text{ км}$ при содержании сульфат-иона на фронте ареала выше УВ, в то время как водозаборы г. Краснокаменск находятся на расстоянии около 30 км от границ фронта ареала.

В настоящее время загрязнение подземных вод также обусловлено нитратами, марганцем и свинцом. Содержание урана в подземных водах в зависимости от места расположения скважин изменяется от $0,01$ до $0,05 \text{ мг/л}$. Отметим, что УВ по урану-238 равный $3,1 \text{ Бк/кг}$ соответствует концентрации $0,25 \text{ мг/л}$.

Значения мощности экспозиционной дозы в контрольных точках около хвостохранилища составляют $10 - 49 \text{ мкР/час}$, при среднем значении примерно 19 мкР/час . Максимальный уровень альфа-

загрязнения – 1 альфа-част./см²·мин при среднем уровне – 0,5 альфа-част./см²·мин. Эти загрязненные участки находятся в пределах СЗЗ предприятия.

ОАО "Машиностроительный завод". Основной продукцией завода являются тепловыделяющие сборки реакторов различного назначения, для которых используется ядерный материал: обогащенный уран (до 90%), торий, уран-плутониевое топливо, уран-232, уран-234, уран-236 и др. Завод находится на окраине г. Электросталь [1], [30].

В состав хвостового хозяйства ОАО "Машиностроительный завод" входят три хвостохранилища равнинного типа, расположенные на поверхности земли и имеющие обваловки или дамбы из инертного материала. Вокруг всех хвостохранилищ прорыты обводные каналы (канавы), в которые собираются дождевые, талые воды и дренаж с территорий хвостохранилищ и сбрасываются в ручей, вытекающий с территории предприятия. Уровень загрязненности сбрасываемых вод находится на уровне от $6 \cdot 10^{-11}$ до $4 \cdot 10^{-10}$ Ки/л.

Первое хвостохранилище находится на территории промышленной площадки завода, имеет площадь около 70 тыс. м², и с 1951 года находится в законсервированном состоянии. В настоящее время уровень мощности дозы гамма-излучения над поверхностью этого хвостохранилища не превышает 80 мкР/ч.

Второе хвостохранилище состоит из ряда секций (участков), часть из которых в настоящее время законсервированы. На не законсервированном участке производится засыпка отходов, поскольку местами мощность дозы значительно превышает фон. Над засыпанной поверхностью всех участков, толщина которой доходит до 2 м, уровень мощности дозы не намного превышает фоновую и составляет, как правило, 15-50 мкР/час.

С 1994 года на это хвостохранилище прекращен вывоз твердых РАО. В настоящее время они направляются на хранение (захоронение) в МосНПО "Радон". В результате прошлой деятельности в хвостохранилище захоронено более 250 тыс. тонн РАО (около 820 Ки), которые представлены радионуклидами всего спектра производственной деятельности завода с 1951 по 1994 годы.

Третье хвостохранилище предназначено для сброса ЖРО. Накопленная активность около 30 Ки при удельной альфа-активности около 10^{-7} Бк/м³. В целях обеспечения ядерной безопасности концентрация сбрасываемых растворов урана ограничена 2 мг/л.

Контроль за составом подземных вод на заводе производится с помощью 33 наблюдательных скважин по 22 параметрам, в том числе по удельной альфа- и бета-активности и мощности экспозиционной дозы. Превышение УВ по урану и по ряду химических элементов и альфа-активных радионуклидов имеет место в ряде скважин, расположенных в СЗЗ предприятия, составляющей 1000 м от периметра хвостохранилища.

Дозиметрической службой ОАО "МСЗ" организован контроль атмосферного воздуха на территории промышленной площадки завода, СЗЗ и города. Имеется пять стационарных постов отбора проб радиоактивных аэрозолей, и 10 постов отбора проб хлора. Концентрация аэрозолей урана находится в пределах $(1,5 - 5,9) \cdot 10^{-6}$ Бк/л воздуха.

Наиболее серьезными событиями, способными привести к загрязнению прилегающей к заводу территории, является смерч (ветер большой силы) и наводнение.

ОАО "Новосибирский завод химических концентратов". Основной продукцией завода являются тепловыделяющие сборки реакторов различного назначения, для которых используется уран в виде закиси-окиси, металлический уран и другие ядерные материалы. Завод находится в непосредственной близости от г. Новосибирска и в 20 км от реки Обь.

Хвостохранилище НЗХК овражно-балочного типа расположено в 4,5 км от предприятия и занимает территорию 1,06 млн.м². Связь между предприятием и хвостовым хозяйством осуществляется по дороге общего пользования, по которой перевозят различные твердые отходы. ЖРО предприятия подаются по пульпопроводу, общая длина которого составляет 7,5 км.

Хвостохранилище состоит из двух секций. Первая секция (площадь 120 тыс.м²) находится в стадии консервации с 1964 года, вторая (действующая) секция (площадь 160 тыс.м², объем 950 тыс.м³) в настоящее время заполнена на 96 %. В стадии проекта находится третья секция площадью 80 тыс.м².

В обеих секциях накоплено около 900 Ки РАО при средней удельной активности около $0,7 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг и средней удельной активности жидкой фазы около $5 \cdot 10^{-9}$ Ки/л.

На предприятии находятся под постоянным контролем: состав подземных вод, состав атмосферного воздуха, сбросы, выбросы, техническое состояние сооружений хвостохранилищ, состояние донных отложений, состояние почвы.

Контроль загрязнения атмосферного воздуха показывает, что в районе хвостохранилища средние значения объемной альфа-активности составляют около $0,013$ Бк/м³ и заметного влияния хвостохранилища на загрязнения приземного слоя атмосферного воздуха и почвы не обнаружено.

Поскольку хвостохранилище ОАО "НЗХК" относится к хвостохранилищам овражно-балочного типа, то разрушение плотины (дамбы) является аварией с наиболее серьезными последствиями для окружающей среды.

ОАО "Уральский электрохимический завод. Основной задачей предприятия является производство урана с обогащением выше природного. Производятся работы по переделу высокообогащенного урана в низкообогащенный.

Хвостохранилище (шламонакопитель) завода построено в 1965-67 гг., занимает площадь 26 тыс. м² (объем 48 тыс. м³) и находится в 1,5 км от г. Новоуральск. Хвостохранилище состоит из трех карт, обвалованных дамбами, и расположено в пределах ровной долины р. Нейва. Площадь каждой карты – 16 тыс. м².

Удельная активность РАО, направляемых в хвостохранилище, составляет около 10^{-6} Ки/л. Содержание урана в нейтрализованных растворах не более 0,5 мг/л. С начала эксплуатации в шламонакопитель сброшено свыше 26 тыс. м³ жидких РАО активностью около $322 \cdot 10^9$ Бк (~10 Ки). Активность обусловлена в основном изотопами урана (U-234, U-235, U-238).

Почти за 30 лет эксплуатации сооружения сформировался ареал загрязнения, зафиксированный контрольными измерениями в скважинах на расстоянии 120 м на северо-восток от хранилища ЖРО (в пределах промплощадки). Скорость движения фронта загрязнения составляет около 4 м/год. Отмечается, что во всех скважинах (семь скважин) альфа активность воды находится на уровне

фона. Удельная активность донных отложений примерно соответствует НАО.

За весь период наблюдения концентрации радиоактивных веществ в приземном слое воздуха во всех измеряемых точках не превышала 10^{-3} Бк/м³ при допустимой объемной активности для урана $3,3 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³ (НРБ – 99/2009).

Высота дамб хвостохранилища от 2,4 до 3,6 м. Для отбора фильтрационных вод вокруг хвостохранилища предусмотрен кольцевой дренаж. Возможен вынос РАО в случае наводнения. С 1997 по 2002 годы в районе отмечено три наводнения продолжительностью менее двух суток, которые не превысили высоту дамб.

Наиболее серьезной аварией, с точки зрения загрязнения окружающей среды, является возможность затопления хранилища ЖРО в результате разрушения плотины Верх-Нейвинского водохранилища, и вынос массы РАО (после разрушения дамб хвостохранилища) в окружающую среду.

5.4. Обеспечение безопасности хвостохранилищ

5.4.1. Опыт отечественных предприятий при эксплуатации и закрытии хвостохранилищ

На ранних этапах при создании хвостохранилищ считали, что хвосты урановых ГМЗ не представляют особой опасности, поэтому вопросам изоляции их от внешней среды, в частности вопросам миграции жидкой фазы в подстилающие породы и через дамбы, особого внимания не уделяли. В конце 1960-х годов отношение к этому вопросу существенно изменилось. Ложа хвостохранилищ стали тщательнее изолировать, наносить на внутренние их поверхности водонепроницаемые (противофильтрационные) покрытия из глинистых, битумных, а впоследствии и полимерных (пленки) материалов. Дренажные системы стали оборудовать устройствами для обезвреживания стоков, которые все чаще стали использовать повторно в технологическом цикле, уменьшая их сброс в гидрографическую сеть.

Возникает естественный вопрос: почему хвостохранилищам, в которых скапливалось большое количество отработанной руды,

уделялось недостаточное внимание? Попробуем ответить на этот вопрос.

Исходный продукт обработки – урановая руда, находясь в своем естественном состоянии создает в области своего залегания незначительные превышения над средним фоном (около 40 Бк/м³), определяемый в основном поступлением радона. Эти естественные превышения сравнимы с показателями, которые имеют место, например от гранита, которыми облицовывают дома, от внутренних помещений каменных и кирпичных стен домов и т.д., объемная активность излучения которых (по радону) составляет от 40 до 200 Бк/м³. Обычно концентрация радона возле отвалов колеблется в пределах 74 – 150 Бк/м³.

В процессе добычи и переработки урановой руды не происходит увеличения концентрации радионуклидов уранового (ториевого) ряда. Пустая порода и забалансовая руда с содержанием урана ниже 0,03 % направляется в отвалы. Забалансовая руда может направляться для обработки ее методом кучного выщелачивания. Пустая порода и забалансовая руда, не подвергавшаяся переработке или переработанная, направляется в отвалы либо используется для нужд хвостохранилища: создание плотин, обваловки и дамб вокруг хвостохранилища и др.

Считалось, что поскольку в отвалы направляется порода с практически естественной концентрацией всех природных составляющих, то они представляют с точки зрения радиационного воздействия наименьшее влияние на окружающую среду.

Действительно, удельная активность хвостов ГМЗ по сравнению с рудой снижается незначительно, так как с урановым продуктом извлекается лишь около 15 % общей радиоактивности перерабатываемой руды. В результате распада короткоживущих естественных радионуклидов в хвостах остается 70 % первоначальной радиоактивности. Однако из-за накопления огромных масс хвостов и присутствия в них тория (период полураспада $8,0 \cdot 10^4$ лет) и радия (период полураспада $0,16 \cdot 10^4$ лет), а также остаточного урана и его долгоживущих изотопов (период полураспада сотни миллионов лет) эта радиоактивность остается практически на бесконечный период времени (приложение 4). Кроме того, при добыче и переработке происходит вскрытие и обнажение урановой руды, и ее концентрирование, так как пустые породы отделяются. Например, при

переработке 1000 т балансовой руды в сутки образуется такое же количество ТРО. Кроме того, на 1 т выщелачиваемой руды необходимо 2,5 – 3,0 куб. м воды, в которой часть радионуклидов растворяется.

Таким образом, концентрированный поток ТРО, частично растворенный в воде передается в хвостохранилище, в состав которого входит не только радионуклиды урановых рядов, за исключением урана, но масса различных химических соединений, используемых для выделения урана на химических аппаратах ГМЗ.

Открытость (обнаженность) пород приводит к повышенной эскалации радона и пыления терриконов. Кроме того, открытая водная поверхность жидких отходов, размещенных в хвостохранилище, создают те проблемы, о которых говорилось в разд. 5.2.: распространение водной пыли с открытой поверхности хвостохранилища, миграция радионуклидов в подземные воды, концентрация радионуклидов в донных отложениях и эскалация радона с водной поверхности и с берегов хвостохранилища, а также опасность связанная с разрушением ГТС.

Можно выделить следующие основные мероприятия, проводимые эксплуатирующими организациями по повышению безопасности хвостохранилищ:

- поддержание инженерных сооружений хвостохранилищ и прежде всего ГТС в соответствии с требованиями технической документации;
- поддержание уровня жидкой фазы в хвостохранилище в заданных технологических диапазонах, не допускающее перелива через дамбы (плотины) и в то же время оголение пляжей и донных отложений;
- в случае обнажения пляжей и донных отложений (в период засухи) – смачивание обнаженных участков водой;
- проведение инженерных работ по отводу поверхностных стоков от их попадания в хвостохранилища;
- организация отвода и возврата инфильтрационного потока снова в хвостохранилище;
- проведение подготовительных работ по консервации и выводу из эксплуатации заполненных секций хвостохранилища;
- вывод из эксплуатации отдельных секций хвостохранилищ и перевод их в могильники РАО;

- осуществление мониторинга технического состояния хвостохранилища и мониторинга окружающей среды;
- локализация массы отходов при прорыве плотин в пределах СЗЗ предприятия;
- проведение научных исследований с привлечением специализированных организаций по различным вопросам, связанным с техническим состоянием хвостохранилища (состояние дамб, плотин, оценка инфильтрационных потерь и т.д.), а также с выводом из эксплуатации секций хвостохранилищ.

Радикальным способом снижения опасности при эксплуатации и при прекращении сброса РАО в хвостохранилище является его закрытие (консервация), т.е. надежная изоляция объема хвостохранилища, его содержимого и прилегающей территории от окружающей среды. При этом производится захоронение РАО на месте. Возможно предварительное удаление наиболее опасных компонентов РАО из хвостохранилища. Однако решение по этому вопросу должно приниматься согласно принципу оптимизации (больше пользы, чем вреда) и в соответствии с проектом закрытия.

Значительное снижение радиационной опасности, создаваемое предприятиями по добыче и переработке радиоактивных руд, является использование способа подземного выщелачивания рудных масс. При этом руда не извлекается из шахты, а организуется ее выщелачивание с выделением урана в шахтных условиях. Отходы всех типов (радиоактивные и нерадиоактивные) остаются в шахте и в дальнейшем в них захораниваются. Это вид переработки урановой руды в последнее время от экспериментов перешел в промышленное использование как у нас, так и на зарубежных рудниках. Менее экологическим является способ открытого кучного выщелачивания, когда забалансовая руда на открытой площадке орошается сернокислым раствором для выделения урановых соединений. При этом может происходить значительное загрязнение территории предприятия.

При истощении рудных запасов предприятия по добыче и переработке урановой руды прекращают свою деятельность, выводятся из эксплуатации, а хвостохранилища – закрываются. Возможно полное закрытие хвостохранилища, как это имеет место, например,

для Лермонтовского горнорудного предприятия или закрытие одной секции или ряда секций (участков, карт), уже исчерпавших свои возможности, например на предприятиях ППГХО, МСЗ, НЗХК и др.

Вопросы закрытия хвостохранилищ и приведение территорий, занятых хвостохранилищами и находящимися под их влиянием, в безопасное состояние, является актуальной задачей как в нашей стране, так и за рубежом.

Поскольку распространение загрязнений из хвостохранилища связано в основном с разносом пыли, миграцией радионуклидов с водой из донных отложений и эскалацией радона, то порядок закрытия и изоляции, предлагаемый в различных документах, примерно одинаков и сводится он, как правило, к следующим основным действиям [60]:

1. Проведение мероприятий по осушению хвостохранилища до такого состояния, при котором можно использовать необходимую для земляных работ технику.

2. Демонтаж и дезактивация оборудования пульпопроводов, насосных станций и других сооружений хвостового хозяйства, имеющих радиоактивное загрязнение, до уровней, предусмотренных нормативными документами. Оборудование, не поддающееся эффективной дезактивации, должно быть захоронено на хвостохранилище.

3. Освобождение территории вокруг хвостохранилища и ее рекультивация по санитарно-гигиеническому направлению, в том числе очищение от химических загрязнений и дезактивация.

4. Организация надежной защиты хвостохранилища от поверхностных и паводковых вод, а также создание воотводных сооружений, которые позволят полностью исключить ливневые и поверхностные стоки с окружающей местности на поверхность хвостохранилища. Прочность и надежность сооружений должна обеспечивать их безотказное функционирование в течение практически неограниченного времени.

5. Для стабилизации насыпных дамб хвостохранилища, имеющие наружные откосы с крутым уклоном, которые под воздействием ветровой эрозии, оползней и других процессов со временем могут разрушаться, должны быть закрыты дополнительным инертным грунтом с формированием более пологих откосов с несколькими

горизонтальными террасовидными уступами в зависимости от высоты дамбы.

6. Для предотвращения ветровой эрозии, инфильтрации атмосферных осадков, которые могут вызывать вымывание радиоактивных и солевых растворов из закрытого хвостохранилища, его поверхность должна быть засыпана каменисто-щебеночным покрытием с битумной или другой эффективной гидроизоляцией. Толщина слоя покрытия должна быть не менее 0,5 м, по крайней мере достаточной для развития корневой системы. Работы по укрытию хвостохранилища завершаются посадкой на его поверхности трав и кустарников, характерных для данной местности.

7. Территорию закрытого хвостохранилища запрещается использовать для любых народнохозяйственных целей. На территории СЗЗ запрещается строительство жилья, детских учреждений, объектов соцкультбыта, а также устройство мест отдыха и занятия спортом.

Закрытое хвостохранилище находящееся на расстоянии до 2 км от населенных пунктов, промышленных предприятий или земельных угодий, должно иметь ограду из сборного железобетона высотой не менее 2 м, которая располагается не ближе 30 м от хвостохранилища при условии, что за пределами ограды мощность дозы гамма-излучения от поверхности почвы и от дамбы не превышает 60 мкР/ч сверх естественного фона.

Закрытое хвостохранилище подлежит систематическому наблюдению и периодическому радиационному контролю в течение длительного периода времени. Средняя по всей площади рекультивируемого участка мощность дозы внешнего гамма-излучения на высоте 1 м над поверхностью почвы не должна превышать 20 мкР/ч сверх уровня естественного фона, характерного для данной местности, в отдельных локальных точках (не более 20 %) – не выше 60 мкР/ч, эксхалация радона – 1,0 Бк/м²·с.

В рекультивируемых землях в слоях до 1 м плотный остаток водной вытяжки в любой точке не должен превышать 0,6 %, а рН водной вытяжки должен быть не менее 6,0.

Поддержание необходимого уровня кислотности обусловлено также тем, что в закрытом хвостохранилище вследствие содержания пирита (сернистого колчедана Fe₂S) в руде, в хвостах начинает образовываться кислота. Процесс окисления является как химиче-

ским, так и бактериальным. На скорость реакции, сопровождающиеся выделением тепла, влияет свет, температура, кислотность и бактерии. Химическое окисление с помощью бактерий (*Thiobacillus ferrooxidans*) происходит только при pH ниже 3,5-4,0. Бактерии, как упоминалось выше, способствуют переводу урана в легкорастворимые формы, что ускоряет его распространение с грунтовыми и поверхностными водами за пределы хвостохранилища [59],[61].

Порядок действий по закрытию хвостохранилища, технология выполнения работ, материалы и технические средства, используемые в процессе выполнения работ, зависят от характеристик хвостохранилища (объема, типа захороненных РАО, радионуклидного и химического состава отходов, характера местности, погодных условий и др.) и должен быть обоснован в проекте по выводу из эксплуатации хвостохранилища.

Обязательным условием при захоронении хвостов является их обезвоживание, которое происходит в результате естественного испарения и с помощью различных способов фильтрации оставшейся жидкости. Естественное уплотнение считается завершившимся, если появляется возможность использовать на поверхности хвостохранилища имеющуюся в распоряжении технику для земляных работ.

5.4.2. Опыт зарубежных предприятий

В начале развития горнодобывающей атомной промышленности для создания хвостохранилищ в различных странах мира использовали в основном равнинный (долинный) тип хвостохранилищ с дамбами (плотинами). В настоящее время, в целях снижения влияния воздействия хвостохранилища на окружающую среду как в процессе эксплуатации, так и после их закрытия, предпочтение отдается размещению хвостохранилищ ниже уровня земли, т.е. естественным углублениям, котлованам, траншеям различной конфигурации (параллельным, спиралевидным) и др. Для снижения или исключения возможных утечек (миграции) жидкости из объема хвостохранилища применяются различные пленки, пластик, глиняные затворы.

Рассмотрим ряд примеров по закрытию и консервации хвостохранилищ урановых ГМЗ [65] – [67], показывающих особенности подхода к закрытию хвостохранилищ в некоторых странах.

В США принято решение и установлена очередность работ по обеспечению безопасного хранения РАО на 22 из 23 бездействующих хвостохранилищ урановых ГМЗ. Для этих работ будут использованы битумоподобные эмульсии, которые с материалами хвостов толщиной 3 мм позволяет сократить выделение радона на 99 %.

К специальной разработке можно отнести проект хвостохранилища компании «Пайонир Ураван Инкорпорейшн» в Дизэпойнмент Вэлли (шт. Колорадо). По этому проекту хвосты в обезвоженном состоянии намечено захоранивать в траншеях, проходимых в сланцевых породах. Размеры траншей: длина 762 м, ширина 76 м, глубина 9 – 11 м. Всего 10 траншей общей вместимостью около 4 млн.м³. Расстояние между дном траншей и уровнем грунтовых вод – 1,5 м. Изоляция траншей не предусматривается, так как считается, что просачивание влаги будет очень незначительным. Но на случай поступления воды дно в траншеях с одной стороны будет наклонным для обеспечения стока. Скапливающуюся воду будут откачивать в испарительный пруд. После заполнения траншеей перекрывают вынутым грунтом и поверхность биологически рекультивируют.

Для обезвоживания хвостов намечено использовать ленточные фильтры конструкции фирмы «Деймз Энд Мур», обеспечивающие получение материала плотностью около 1520 кг/м³ при влажности 20 – 25 %.

Другая разработка принадлежит компании «Бокум Рисоурсиз». Вместо обычного хвостохранилища площадью 128 га, которое предполагалось сооружать на руднике «Маркез» (шт. Нью-Мексико), компания решила размещать хвосты в серии котлованов глубиной 21,5 м. Осветленная вода откачивается в испарительные пруды. После заполнения части котлованов до проектной отметки их заваливают ранее вынутым грунтом. Минимальная мощность грунтового покрытия 3 м, максимальная – 9 м. Позже на этом месте сооружают испарительные пруды. Плотины служат дополнительной защитой от радиоактивного загрязнения окружающей среды.

В связи с решением размещать в будущем хвосты урановых ГМЗ только ниже уровня земли специалисты США начали более

интенсивно работать над проблемами эффективного обезвреживания хвостов и особенно их отверждения.

В *Канаде* для отверждения хвостов планируется использовать способ их спекания, разработанный в Карлтонском университете. Из обезвреженных хвостов по специальной технологии формируют окатыши диаметром около 10 мм, которые при любых разрушениях являются стойкими против выщелачивания. Скорость выщелачивания радия-226 уменьшается в 3000 раз, в то время как из отвержденных цементом блоков – лишь в 1000 раз. Исследователи считают, что путем спекания можно добиться удержания в окатышах всех других радионуклидов, в том числе и радона.

Работы по консервации хвостохранилищ проводит Канадский центр минеральной и энергетической технологии, руководствуясь законом, по которому любая программа по рекультивации нарушенных земель ставит своей целью восстановление растительности. Особенностью программы биологической рекультивации территорий заброшенных хвостохранилищ следует считать озеленение их без помощи почвы и даже мульчи, с использованием лишь извести и удобрений.

В *Австралии*, правительство, разрешая разработку урановых месторождений в стране, потребовало помещать хвосты урановых ГМЗ только в хранилища, расположенные ниже уровня земной поверхности (карьеры, траншеи, котлованы, колодцы и пр.).

В целом практика консервации хвостохранилищ свидетельствует об экономической целесообразности выделения из хвостов радиационно безопасной песковой фракции, составляющей до 80 % общего объема, и ее использования для приготовления закладки или в строительстве, а захоронения лишь шламовой части, содержащей до 90 % общей радиоактивности хвостов.

Исследованиями и разработками последних лет доказано, что последующее перекрытие хвостохранилищ водонепроницаемым слоем глин, биологически нейтральными или потенциально активными породами и, наконец, плодородным почвенным слоем с внесением в него мелиорирующих веществ и удобрений позволяет через 2-3 года получать с рекультивированных земель устойчивые урожаи сельскохозяйственных культур без какого-либо увеличения в ней содержания естественных радионуклидов и их попадания в

пищевую цепочку человека. Это позволяет успешно возвращать рекультивированные земли в сельскохозяйственный оборот.

В *Испании* в период с 1991 по 1994 годы проводилась реабилитация загрязненной территории (хвостохранилища) урановой обогатительной фабрики в Анджуре. Это предприятие было построено для получения концентрата из урановой руды и за время эксплуатации произвела всего 1350 т. U_3O_8 .

Все твердые отходы, образовавшиеся за время эксплуатации фабрики (около млн.м³), находились в хвостохранилище площадью 9,4 га, представляющего собой пятнадцатичную конструкцию с высотами обваловки от 10 до 20 м. В соответствии с планом реабилитации были проведены следующие мероприятия:

- перепланировка откосов хвостохранилища с целью минимизации оползания, эрозии склонов обваловки и некоторого уменьшения его площади;
- дезактивация;
- демонтаж оборудования и загрязненных зданий фабрики;
- размещение образовавшегося лома и мусора в хвостохранилище;
- извлечение загрязненной почвы с территории фабрики вне хвостохранилища и размещение ее поверх лома и мусора для снижения потока радона;
- засев почвы растениями.

В *Германии* по проекту «Висмут» выполнены радиационно-экологическая реабилитация хвостохранилищ ГМЗ.

С 1946 по 1990 годы на территории бывшей ГДР действовало Советско-германское акционерное общество (СГАО) «Висмут», которое осуществляло добычу и переработку урановых руд с дальнейшей отправкой их на предприятия СССР. К моменту объединения Германии предприятие «Висмут» практически прекратило эксплуатацию в связи с исчерпанием запасов руд, содержащих уран в промышленных масштабах. Перед Германией встал вопрос о реабилитации территорий, подвергнутых радиоактивному загрязнению в результате деятельности СГАО «Висмут». Реабилитации должны быть подвергнуты 3698 га площадей, 14 хвостохранилищ, 48 отвалов и другие объекты. Оценочные сроки реабилитации: 10-15 лет.

В 1991 г. СГАО «Висмут» было преобразовано в Общество с ог-

раниченной ответственностью (ООО) «Висмут». По решению правительства Германии разработан проект «Висмут» ликвидации предприятий и рекультивации земель для обеспечения радиационно-экологической безопасности и возврата их сельскому хозяйству. В проекте сконцентрирован весь положительный опыт выполнения подобных работ, накопленный мировым сообществом, с использованием ноу-хау по санации. Проект явился примером системного комплексного решения радиационно-экологической реабилитации целого региона.

Параллельно с первоочередными работами по повышению безопасности, на ООО «Висмут» проводили исследования по анализу и выбору различных способов консервации хвостохранилищ: мокрого способа, сухого способа на месте расположения хвостохранилища и способа путем перемещения РАО хвостохранилища в другое место.

При мокрой консервации тонкодисперсные шламы не обезвреживаются или обезвреживаются не полностью, и на месте хвостохранилища остается озеро. При сухом способе консервации свободная вода полностью удаляется, шламы обезвреживаются настолько глубоко, насколько это технически возможно. Затем вся поверхность хвостохранилища перекрывается минеральным и культурным грунтами. Как и при укрытии отвалами, многослойное перекрытие препятствует проникновению атмосферных осадков в сухое хвостохранилище, предотвращает эманацию радона и является основой для проведения работ по озеленению территории.

ООО «Висмут» приняло способ сухой консервации хвостохранилищ на месте их расположения. Цель санации – снижение эффективной эквивалентной дозы радиационной нагрузки от хвостохранилищ до 1 мЗв/год на человека. Рекультивированные площади в дальнейшем намечено использовать в лесном хозяйстве.

Для всех хвостохранилищ характерным является наличие зон, расположенных в центре и содержащих мелкодисперсные твердые материалы, которые очень трудно поддаются обезвреживанию. Для принятого способа сухой консервации была разработана специальная технология обезвреживания тонких шламов. Первичное перекрытие зон тонких шламов начиналось путем укладки так называемых георешетки и геотекстиля, состоящих из тонковолокнистого синтетического материала, который частично обезвреживает благо-

даря капиллярному действию тонких шламов. Эти материалы образуют грузонесущую поверхность, способную выдерживать нагрузку от людей и легкого оборудования. Через эти материалы продавливают насквозь вертикальные дренажи на глубину 3 м. На первичное синтетическое покрытие позднее послойно наносят грунт в несколько слоев, который своим давлением способствует обезвоживанию мелких шламов.

На Хельмсдорфе в 1995 г. были пущены в эксплуатацию установки по очистке как свободной воды, так и поровой, получаемой при обезвоживании хвостохранилища.

Сразу же, после прекращения добычи и переработки урановых руд 31 декабря 1990 г., была создана система сбора и анализа фактической радиационной нагрузки на окружающую среду (кадастр радиационных нагрузок). Были оборудованы замерные пункты для регулярного контроля последствий более чем 40-летней деятельности СГАО «Висмут» и снижения радиационной нагрузки по мере осуществления мероприятий по санации. Проект мониторинга предусматривал два направления: основной мониторинг и мониторинг санации.

Основной мониторинг осуществляет долговременный контроль вредных веществ, их распространение в воде, воздухе, почве и грунте. Мониторинг санации предусматривает контроль окружающей среды при выполнении работ по санации. По завершении всех работ пункты контроля оставлены на своих местах и переведены на режим долговременного мониторинга.

Наибольший объем программы мониторинга включает контроль воды и воздуха. Например, в 1993 г. было выполнено 10 тыс. анализов проб воды и обработаны данные около 700 пунктов замера воздуха по большому числу химических и физических параметров. Основой системы контроля за распространением вредных выбросов в воздухе является радоновая измерительная сеть, которая охватывает площадь почти всего района расположения предприятий «Висмута».

В результате уже выполненных работ по санации радиационно-экологическая обстановка в районах добычи и переработки урана существенно улучшилась. Санация предприятий СГАО «Висмут» по своим масштабам, объемам работ и государственному финансированию (более 10 млрд. марок), а также тем, что выполнялась в

густонаселенных районах Центральной Европы, является уникальной.

Задания и вопросы для самоконтроля

1. Что такое хвостохранилища ПЯТЦ?
2. Какие отходы размещаются на территориях хвостохранилищ?
3. Чем хвостохранилища отличаются от водоемов-хранилищ?
4. Как классифицируют хвостохранилища по способу укладки хвостов и по их устройству?
5. Составьте перечень потенциальных опасностей, создаваемых хвостохранилищами.
6. Что такое ГТС на хвостохранилище и почему поддержание их в исправном состоянии является одной из важных задач обеспечения безопасности хвостохранилищ?
7. На хвостохранилищах каких ПЯТЦ сосредоточено наибольшее количество РАО как по объему, так и по активности?
8. Дайте краткую характеристику хвостохранилищ ППГХО.
9. Составьте список мероприятий, которые проводятся эксплуатирующими организациями в обеспечении безопасности хвостохранилищ.
10. Какие проекты в обеспечении безопасности хвостохранилищ, разрабатываются в других странах? В чем их особенность?

Глава 6. ХРАНИЛИЩА (ПУНКТЫ ЗАХОРОНЕНИЯ) ТВЕРДЫХ РАО

6.1. Общие сведения и положения

В настоящее время хранилища твердых радиоактивных отходов (ХТРО) являются самыми многочисленными объектами временно-го хранения и захоронения РАО на ПЯТЦ (более двух сотен). В соответствии с классификацией ХТРО, рассмотренной в нормативном документе НП-055-04, все хранилища являются *приповерхностными пунктами захоронения радиоактивных отходов* (ППЗРО), определяемые как – стационарные объекты и (или) сооружения, предназначенные для приповерхностного захоронения РАО, размещенные в пределах определенной проектом территории и оснащенные необходимыми для обращения с РАО системами и оборудованием [20], [21].

Первые ХТРО (50-60 годы прошлого столетия) создавались в соответствии с требованиями ведомственных документов и санитарных нормативов общего характера. При этом использовали сухие площадки и/или траншеи и котлованы, которые после их заполнения отходами покрывали слоем грунта. Для размещения ТРО высокой активности с долгоживущими радионуклидами использовали железобетонные емкости различной конфигурации. В качестве инженерных барьеров применяли глину, асфальт, битум и др.

Первые документы международного уровня (документы МАГАТЭ), в которых содержались требования к безопасности пунктов хранения (захоронения) РАО и обобщающие существующий международный опыт, появились в 1990-1997 годах. В 1995 году в ст. 47 и 48 ФЗ «Об использовании атомной энергии» были сформулированы общие требования по обращению с РАО. Разработка и внедрение нормативных документов в РФ, относящихся к хранению (захоронению) ТРО, соответствующих рекомендациям МАГАТЭ, относится к началу этого века.

Примечание. В этой главе уместно остановиться на вопросе по терминологии, связанной с ХТРО. Широко используемый на практике в России (в документах ПЯТЦ) и за рубежом термин «могильник РАО» не используется в документах Ростехнадзора НП-069-06, НП-055-04 и др. Однако этот термин применяется в государственных стандартах по обращению с РАО ГОСТ Р 50996 – 96 (Сбор, хра-

нение, переработка и захоронение радиоактивных отходов. Термины и определения) и ГОСТ Р 52037 – 2003 (Могильники приповерхностные для захоронения радиоактивных отходов. Общие требования). Приведем их определения [68],[69].

Могильник (РАО) – инженерное сооружение или природное геологическое образование для захоронения РАО. Могильники могут быть приповерхностными или расположенными в глубоких геологических формациях.

Приповерхностный могильник РАО – могильник, предназначенный для приповерхностного захоронения РАО. Могильники классифицируют по ряду признаков, которые фактически определяют соответствующий статус существующих ХТРО:

- по расположению относительно земной поверхности (наземные сооружения – расположенные на поверхности земли и заглубленные сооружения – расположенные на глубине до 100 м ниже уровня земли);
- по конструкции (курганы из ограждающих железобетонных конструкций с упаковками РАО, слабозаглубленные железобетонные сооружения: траншеи, котлованы, стволы);
- по способу строительства;
- по типу вмещающих пород;
- по статусу территориального расположения и сферы обслуживания (местные, региональные, межрегиональные).

Как видно из сравнения вышеуказанных терминов, *приповерхностный могильник РАО* и *приповерхностный пункт захоронения РАО* представляют собой один и тот же объект захоронения РАО.

В настоящее время в России отсутствуют захоронения ТРО в глубокие геологические формации (захоронение глубокого заложения), определяемое как захоронение РАО, размещенное на глубине нескольких сотен метров без намерения последующего их извлечения.

6.2. Опасности, создаваемые ХТРО

Приведем характеристики РАО, которые размещаются в ХТРО различных предприятий. Этот набор твердых РАО довольно типичен для ПЯТЦ.

Состав НАО: спецодежда, черные металлы, неорганические ТРО, лабораторная посуда, стекло, пластикат, бумага, обтирочный материал, спецодежда, средство индивидуальной защиты, строительный мусор, шлак, деревянная тара, металлические отходы, биологические отходы и др.

Состав САО: металлические отходы переработки, пульпы отработанных сорбентов и фильтроматериалов, корпуса и детали реакторов, списанные радиоизотопные приборы, извещатели дыма, за-

крытые радиоизотопные источники, шламы, зола, отработанные ионообменные смолы, фильтры с тканью Петрянова и др.

Состав ВАО: технологические каналы, металлические отходы, демонтированное реакторное оборудование, корпуса и детали реакторов, отходы из горячих камер, поврежденные радионуклидные источники, извещатели дыма, оболочки тепловыделяющих элементов, остеклованные отходы, отработанные ионообменные смолы и др.

Как для эксплуатируемых, так и для закрытых ХТРО *основная радиационная опасность* связана с возможностью распространения радионуклидов, находящихся в объеме хранилища, с подземными водами за пределы ХТРО. Если хранилище находится в идеально сухом состоянии постоянно, т.е. никогда влага не появляется в объеме хранилища, то распространение радионуклидов за пределы ХТРО практически невозможно. Конечно, со временем из-за разности концентраций любых химических веществ, вследствие диффузионных процессов, такое перемещение радионуклидов будет происходить, но оно будет крайне медленным и незначительным по объему.

Другое дело, когда в объеме ХТРО появляется влага, наличие которой может быть обусловлена различными причинами:

- близостью грунтовых вод;
- неправильным выбором места размещения ХТРО, когда в результате подъема уровня воды из-за сезонных наводнений или обильных осадков происходит подтопление или затопление хранилища;
- проникновение воды через покрывающий экран или при загрузке РАО в ХТРО в случае выпадения осадков (дождя, снега, града);
- наличие остаточной влаги после монтажа ХТРО;
- появление влаги с РАО (количество влаги в объеме ХТРО в соответствии с требованиями НП-069-06 не должно превышать 3 % от количества отходов);
- образование конденсированной влаги из-за изменения температурных условий хранения;
- образование влаги в результате химических и радиационных взаимодействий компонентов РАО.

Если ТРО размещаются в абсолютно герметичном объеме (идеализация захоронения), сохраняющем свою герметичность в течение всего срока потенциальной опасности отходов, то наличие влаги вне и внутри объема ХТРО неопасно. Однако инженерные барьеры сохраняют свои свойства ограниченное время: металлические изделия могут подвергаться коррозии, что приводит к их разрушению, бетон со временем также теряет свои свойства, превращаясь в песок, сборные железобетонные конструкции имеют щели в стыках между блоками и т.д. Кроме того, РАО даже в отсутствие влаги внутри хранилища могут создавать условия, способствующие разрушению инженерных барьеров. Отходы могут содержать сильные окислители, коррозионно-активные вещества, взрыво- и пожароопасные вещества и другие вещества, ограничения на которые приведены в перечне критериев приемлемости РАО (НП-069-06, РБ-023-02) [21], [70].

Примечание. Ограничения на количество влажности РАО в 3 %, допускаемые к размещению в ППЗРО, приводит в ряде случаев к наличию достаточно большого объема воды внутри хранилища. Например, при объеме отходов в бетонном отсеке равном 10^6 дм^3 (1 м^3), количество влаги будет равно 30 тыс. литров. С другой стороны, высушивание каждой партии ТРО до более низких значений влажности, не всегда является целесообразным с практической и экономической точек зрения. Хорошие результаты можно получить, используя предварительную обработку ТРО: сжигание, прессование, цементирование с последующей упаковкой ТРО в контейнеры.

Существенным отличием отходов ХТРО от обычных отходов является их радиоактивность, которая может приводить к химическим изменениям некоторых материалов под действием ионизирующего излучения. Это явление, известное как *радиолиз* или *радиолитическое разложение*, происходит с водой и такими материалами, как пластмасса или резина. При этом образуются новые химические соединения и газы. Например, при воздействии альфа-излучения на пластмассовые изделия (поливинилхлорид) могут образовываться: бензин (токсичен, химически активен), ацетон (возгораем), хлористый водород (коррозионно активен), водород (возгораем), винилхлорид (токсичен) и др. При воздействии альфа-излучения на резиновые изделия могут образовываться ацетон, хлористый водород, водород и др.

Радиолитическое разложение может явиться одним из источников возникновения пожаров и/или взрывов при хранении высоко-

активных ТРО. Нарушения нормальной эксплуатации, связанные с радиоллизом, имели место в США при хранении ТРО высокой активности [16].

Как уже отмечалось в предыдущей главе, наличие в составе РАО пирита может при определенных условиях приводить к развитию бактерий и образованию газообразных соединений.

При хранении РАО в ПЗРО с течением времени условия хранения могут изменяться. При этом могут создаваться условия для *возможного возникновения СЦР с выбросом радиоактивных веществ на поверхность земли*. В [30] на примере захоронения твердых НАО в подземном хранилище в штате Юта (США) проведена оценка критичности и последствий возникновения подземного СЦР в виде уровня доз на 1 м выше поверхности земли.

Авторы [30], при анализе сценария развития СЦР в подземном хранилище ТРО, предполагали, что со временем происходит изменения концентрации РАО и, соответственно урана-235 в составе РАО за счет миграции радионуклидов.

Таблица 6.1

Поглощенная доза в зависимости от места возникновения СЦР
(на высоте 1 м)

Концентрация урана в РАО, при котором возникла СЦР, г/л	Расстояние от места возникновения СЦР, м	Нейтронная радиация, рад	Доза гамма-излучения, рад
6,3	0	34,4	21,7
2,15	0	98,6	58,8
6,3	90	0,045	0,012
2,15	90	0,131	0,034

Предполагалось, что СЦР происходит при следующих условиях:

- при минимальной концентрации урана 2,15 г/л в системе в виде плоского объема толщиной 250 см и воды 44,4 г/л;
- при максимальной концентрации урана 6,3 г/л в плоском объеме толщиной 94 см и воды 17,1 г/л.

Авария развивается в виде медленного введения малой реактивности, затем кипения воды и установление постоянного уровня мощности. Рассчитано, что количество воды, необходимое для погашения СЦР в первом случае составляет 28 тыс. л. и во втором – 41 тыс.л. Учитывая, что для испарения 1 л воды необходимо 10^{17}

делений, то общее число делений для первого случая составляет $2,8 \cdot 10^{21}$, а для второго – $4,1 \cdot 10^{21}$ делений. Исходя из этих предположений, в табл. 6.1, приведены дозы, которые может получить персонал при нахождении на поверхности земли (над местом возникновения СЦР) и на расстоянии 90 м от нее.

В первые годы развития атомной промышленности наиболее массовыми являлись захоронения траншейного типа, в которых отсутствовали дополнительные инженерные барьеры (захоронение в землю) и без предварительного размещения ТРО в контейнеры. В настоящее время ряд закрытых могильников траншейного типа ПЯТЦ содержат долгоживущие радионуклиды (уран-234, уран-235, уран-236, уран-238, плутоний-239) низкой и средней категорий активности. Долгоживущие радионуклиды, особенно средней и высокой категорий активности, могут создать опасность загрязнения грунтовых вод в течение всего срока потенциальной опасности долгоживущих радионуклидов (десятки и сотни тысячи лет).

Из *исходных событий*, которые могут привести к ускоренному распространению радионуклидов за пределы хранилища, являются такие, которые способны нарушить целостность (герметичность) хранилища:

- разрушения, связанные с проникновением роющих животных;
- разрушения, связанные с корнями деревьев и растений;
- землетрясение;
- падение метеорита, летального аппарата;
- террористический акт;
- взрыв на соседнем объекте;
- природные стихийные бедствия (цунами, наводнение; смерч);
- военные действия.

Влияние указанных событий на состояние хранилища зависит, прежде всего, от вида объекта (подземное или наземное), от конструкции хранилища (монолитное железобетонное сооружение, сборная конструкция), его статуса (закрытое или эксплуатируемое).

6.3. Характеристики ХТРО

Хранение ТРО ПЯТЦ осуществляется в основном на территории самих предприятий в пределах их СЗЗ, а также в централизованных хранилищах системы спецкомбинатов «Радон».

6.3.1. Хранилища предприятий ядерного топливного цикла

В табл. 6.2 приведены некоторые общие сведения о хранилищах ТРО ПЯТЦ. Анализируя характеристики хранилищ, можно сделать некоторые выводы общего характера:

1. В настоящее время (2006 г.) на ПЯТЦ находится свыше 230 хранилищ ТРО различного типа, из которых примерно 21 % в эксплуатации. В основном закрыты (законсервированы) хранилища, введенные в эксплуатацию в 40-60 годы прошлого столетия. Наибольшее количество хранилищ ТРО имеется на территории ПО «Маяк».

2. Без учета активности остеклованных отходов, хранящихся в ПО «Маяк», суммарная активность ТРО в хранилищах составляет около $2,0 \cdot 10^{18}$ Бк (54 млн.Ки). Активность ТРО, определяется в основном бета- излучением, хотя значительная часть ТРО содержат и альфа- излучающие радионуклиды.

Таблица 6.2

Общие данные по ХТРО на ПЯТЦ

Характеристики	Предприятия ядерного топливного цикла						
	ПО «Маяк»	СХК	ГХК	УЭХК	АЭ ХК	ПО «ЭХЗ»	НИИ АР
Количество	158	42	16	9 карт	21	2	3
Эксплуатируемые	18	15	4	4	4	2	3
Траншейного и котлованного типа	132	8	9	1	9	2	1
Активность ТРО, Бк	$1,0 \cdot 10^{18}$	$7,4 \cdot 10^{17}$	$2,7 \cdot 10^{17}$	$1,5 \cdot 10^{12}$	$6,6 \cdot 10^{13}$	$6,5 \cdot 10^{13}$	$3,7 \cdot 10^{13}$
Грунтовые воды, до м.	0	3,3	10	0,3	2,9	4	4

Примечание к табл. 6. Приведенное в таблице количество хранилищ ТРО, также как и активность ТРО в этих хранилищах требует уточнения. Подобная неопределенность в количестве РАО как по объему, так и по активности накопленных в ППЗРО, имеет место и в других странах, например США и Великобритании.

3. В последнее время значительно уменьшилось количество хранилищ траншейного и котлованного типа, находящихся в эксплуатации. На смену этого недорогого и быстрого способа захороне-

ния ТРО, которым широко пользовались вначале развития атомной промышленности, приходит более надежный и безопасный способ захоронения ТРО любой категории в сооружения капитального типа.

4. В хранилища траншейного и котлованного типов размещались и размещаются НАО с долгоживущими радионуклидами (уран-235, уран-238, плутоний-239 и др.). В некоторых закрытых хранилищах ТРО ПО «Маяк» размещены САО.

5. Размещение ТРО в хранилищах траншейного и капитального типов, как правило, производится в навал без помещения ТРО в отдельные упаковки.

6. Хранилища ТРО траншейного типа не имеют надежных инженерных и естественных барьеров для долговременного хранения отходов, а также покрывающих и подстилающих экранов, препятствующих проникновению влаги с грунтовыми водами и атмосферными осадками в зону размещения РАО.

7. Ряд районов размещения хранилищ ТРО характеризуется довольно близким расположением грунтовых вод (ПО «Маяк», УЭХК), что увеличивает вероятность контакта РАО с водой и перехода радионуклидов в грунтовые воды.

8. Прогнозные расчеты показывают, что даже железобетонные долговременные хранилища ТРО не обеспечивают надежной и долговременной (более 1000 лет) защиты окружающей среды от распространения радионуклидов (цезий-137, углерод-14 и др.) [71].

Однако несмотря на отмеченные выше опасности загрязнения окружающей среды, результаты наблюдений за более чем 50-летний период эксплуатации ХТРО не выявили существенного влияния хранилищ на радиационную обстановку предприятий и окружающей природной среды. Отметим, что при наличии на ПЯТЦ более существенных (мощных) радиационных загрязнителей, таких как водоемы – хранилища ЖРО, вклад хранилищ ТРО в общее загрязнение невелик и выделить его очень сложно.

9. На всех предприятиях имеется система мониторинга, позволяющая контролировать состояние окружающей среды, в том числе содержание радионуклидов в грунтовых вод, и почвы в зоне влияния ХТРО.

10. В настоящее время все пункты размещения ТРО на ПЯТЦ имеют статус *временных хранилищ*. Извлечение РАО из хранилищ

для последующего перезахоронения, которое бы удовлетворяло современным требованиям в полном объеме, может быть не обосновано с точки зрения получения большей пользы, чем вреда. Действительно, проведение подобных работ может быть связано со значительными дозовыми нагрузками на персонал и экономически и экологически не оправдано. Этот подход требует тщательной оценки в каждом конкретном случае и, по-видимому, может быть использован только в случае явной угрозы значительного загрязнения окружающей среды или значительного радиационного воздействия на население. Альтернативный путь состоит в оценке долгосрочной безопасности каждого хранилища и постоянного контроля состояния окружающей среды, и, при необходимости, – создания дополнительных барьеров на пути распространения радионуклидов.

Рассмотрим в качестве примеров некоторые ХТРО ПЯТЦ.

ПО «Маяк». Самое крупное хранилище ТРО представляет собой железобетонное сооружение, введенное в эксплуатацию в 1977 году. В этом хранилище общей площадью 1932 м² размещаются ВАО (оболочки твэлов, металлические отходы и др.) с общей активностью $5,3 \cdot 10^{17}$ Бк бета-излучающих и $1,3 \cdot 10^{15}$ Бк альфа-излучающих радионуклидов. Радионуклидный состав отходов представлен цезием-137, стронцием-90, плутонием-238, -242 и др.

Хранилище остеклованных отходов введено в эксплуатацию в 1987 году (гл. 1). Капитальное железобетонное сооружение, заглубленное в землю, имеет площадь 9000 м². Общая активность отходов составляет $1,2 \cdot 10^{19}$ Бк по бета-излучающим и около $2,0 \cdot 10^{17}$ по альфа-излучающим радионуклидам. Радионуклидный состав: цезий-137, стронций-90, церий-144, цезий-134, прометий-147, рутений-106, европий-154, плутоний-238.

Траншейный могильник ПЗ ТРО В-9, размещенный на засыпанной акватории специального промышленного водоема-хранилища В-9 (озеро Карачай), активно эксплуатируется с 1993 года (гл. 3). В настоящее время общая активность размещенных САО составляет около $7,0 \cdot 10^{14}$ Бк. Радионуклидный состав в основном представлен цезием-137 и стронцием-90.

Сибирский химический комбинат. Хранилище ХТО №3 траншейного типа, введенное в эксплуатацию в 1988 году и находящееся в эксплуатации по настоящее время, представляет собой земля-

ную траншею длиной 95 м, глубиной 4 м, шириной по верху 25 м, шириной по низу 13 м, разделенную на шесть отсеков. По мере заполнения траншеи отходами в летнее время ее засыпают слоем земли толщиной не менее 0,5 м. В зимний период отходы уплотняются без засыпки. Естественным барьером является слой уплотненной глины. В хранилище размещаются нетехнологические НАО, в основном металлические отходы.

Долговременное хранилище ДХТО СХК бетонного типа состоит из двух спаренных бетонных емкостей прямоугольного сечения размером 20х15 м и высотой 12 м. Толщина железобетонных стен составляет 0,8 м, гидроизоляция их выполнена горячим битумом. Днище хранилища, выполненное из железобетона, гидроизолировано литым асфальтом и также имеет толщину 0,8 м. Железобетонное перекрытие (покрывающий экран) имеет толщину 0,2 м и покрыто слоем асфальта. Хранилище заглублено в землю. Это хранилище введено в эксплуатацию в 1974 году и закрыто в 1983 году. В хранилище размещены технологические ВАО с радионуклидным составом: углерод-14, кобальт-58, кобальт-60, цинк-65, стронций-90, цезий-137.

Для хранения подобных ТРО в 1983 году введено в эксплуатацию хранилище ДХТО бетонного типа второй.

В настоящее время на Реакторном заводе для централизованного сбора твердых НАО нетехнологических отходов вводится в эксплуатацию новое хранилище [71]. Оно состоит из трех модулей с общим объемом 6850 м³. Каждый модуль представляет собой прямоугольное железобетонное сооружение размером 18,8х30,6 м в горизонтальном сечении и глубиной 5,4 м.

Горно-химический комбинат. Хранилище 651/1 предназначено для хранения крупногабаритных твердых САО и ВАО (II и III категорий). Введено в эксплуатацию в 1963 году. Хранилище представляет собой бетонные траншеи, перекрываемые бетонными плитами. Общий объем 4500 м³. Размеры: длина 303,15 м, ширина 3,75 м, глубина 4,0 м. Каждая траншея разделена на 20 отсеков. Объем каждого отсека около 225 м³. После заполнения отсеков они перекрываются железобетонными плитами. Суммарная активность размещенных ТРО составляет около 10¹⁶ Бк.

Для хранения твердых НАО (I категории) в 1963 г. введено в эксплуатацию ХТРО, которое представляет собой земляную тран-

шею в уплотненном суглинке. Общий объем 27,6 тыс. м³. Размеры: длина 28 м, ширина 28 м, глубина 7,0 м. Суммарная активность размещенных ТРО составляет около $4,6 \cdot 10^{12}$ Бк.

Уральский электрохимический комбинат. На комбинате имеется один пункт хранения (захоронения) РАО, состоящий из 9 карт. Ввод в эксплуатацию первых пяти карт был произведен в 1964 году, остальных – в 1993 году. Хранилище предназначено для размещения ТРО низкой и средней категории активности.

При консервации производится вертикальная планировка карт (отсыпка различными слоями грунта, щебня и глины), обеспечивающей отвод атмосферных осадков в дренажную систему.

Карты представляют собой котлованы, вырытые в земле открытым способом. На днище и по бортам котлованов уложены несколько слоев различного скального грунта. Основу инженерного защитного экрана составляет слой плотно укатанной глины толщиной 50 см. Покрывающий экран состоит из грунта (20 см), мятой глины (50 см), суглинка (35 см) и чернозема (5 см). Глубина карт около 3,5 м. Заполненный объем карт №1-5 составляет около 35 тыс. м³, а карт №6-9 – около 46 тыс. м³. Радионуклидный состав отходов преимущественно представлен соединениями природного урана (уран-234, уран-235, уран-238).

6.3.2. Хранилища системы спецкомбинатов «Радон»

Краткая характеристика деятельности спецкомбинатов. В целях утилизации РАО низкого и среднего уровней активности в начале 1960-х годов в СССР была создана система специализированных комбинатов «Радон», состоящая из 16 предприятий (Благовещенский, Волгоградский, Грозненский, Иркутский, Казанский, Ленинградский, Московский, Мурманский, Нижегородский, Новосибирский, Ростовский, Самарский, Саратовский Свердловский, Хабаровский, Челябинский) [1], [72]. Деятельность комбинатов строилась по территориальному

принципу с системой регионального обслуживания предприятий, независимо от ведомственной принадлежности.⁷

Основной деятельностью спецкомбинатов «Радон» до недавнего времени являлось:

- сбор, транспортировка, размещение и долговременное хранение РАО низкой и средней активности, в том числе и от ПЯТЦ;

- радиоэкологическое обследование территорий и дезактивация участков радиоактивного загрязнения;

- ликвидация последствий радиационных аварий.

Все спецкомбинаты «Радон» оборудованы хранилищами приповерхностного типа. Часть хранилищ находится в эксплуатации, другая – на этапе после эксплуатационного контролируемого состояния или выведена из эксплуатации.

В системе спецкомбинатов «Радон» самым крупным (по объему и активности свыше 90 % всех захоронений РАО) является Объединенный эколого-технологический и научно-исследовательский центр МосНПО «Радон», который обеспечивает удаление, переработку, кондиционирование и захоронение РАО, поступающих от предприятий и организаций Москвы, Московской области и ряда других близлежащих к Москве областей. Общий объем заполненных хранилищ НАО и САО составляет свыше 200 тыс.м³, с суммарной активностью более 17 кКи. Активность отработавших источников ионизирующего излучения составляет 1,2 МКи.

Выбор места для размещения МосНПО «Радон» был обусловлено почти идеальной гидрогеологической структурой: наличием глиняного пласта мощностью до 70 метров, глубокого залегания грунтовых вод (свыше 200 метров) и низкой сейсмичностью района. На ПЗРО эксплуатируется пять типов хранилищ для РАО различных видов:

- хранилища для захоронения твердых РАО низкого и среднего уровней активности;

⁷ В настоящее время указом Президента РФ от 20.03.2008 г. предприятия системы «Радон» переданы Госкорпорации «Росатом» (кроме МосНПО «Радон»). Все региональные комбинаты объединены в одно государственное предприятие.

- хранилища для захоронения отработавших источников ионизирующего излучения;
- хранилища для временного хранения ТРО удельной активностью более 1 Ки/кг;
- хранилища временного хранения радиевых источников и препаратов;
- хранилища временного хранения жидких РАО.

Переработкой РАО занимаются МосНПО «Радон» и Ленинградский СК «Радон», где используются установки цементированья, кондиционирования, битумирования, остекловывания, прессования, а также станции и установки спецводоочистки (приложение 2). На МосНПО «Радон» постоянно проводятся опытно-конструкторские и монтажно-ремонтные работы по техническому совершенствованию действующих технологических установок, систем инженерного обеспечения и проектированию оборудования для кондиционирования РАО [72].

На других спецкомбинатах организовано хранение САО и НАО.

Радиоактивные отходы, которые хранятся на предприятиях «Радон», характеризуются как низко- и среднеактивные твердые и жидкие отходы и отработавшие свой срок закрытые источники, не содержащие делящихся нуклидов.

Отдельным классом РАО являются отработавшие радионуклидные источники ионизирующих излучений. Наиболее распространены кобальт-60, селен-75, стронций-90, цезий-137, иридий-192, тулий-204, полоний-210, плутоний-239, америций-241 и др. На некоторых комбинатах хранятся биологические отходы.

Конструкции хранилищ. Хранилища спецкомбинатов «Радон» сооружались по типовым проектам 60-х годов.

Хранение ТРО осуществляется в специальных емкостях. Емкости представляют собой подземные прямоугольные резервуары со стенками и днищем, выполненными из железобетонных конструкций, и перекрытием из железобетонных плит. Например, емкость на МосНПО «Радон» объемом 5000 куб.м имеет размеры 25×50×4 м и разделена на 10 отсеков перегородками. Внутренние поверхности стенок и днища покрыты цементным раствором с добавкой жидкого стекла и промазаны битумом. Отсеки закрываются одной или двумя железобетонными плитами перекрытия.

Хранение ЖРО осуществляется в типовых емкостях объемом 200 м^3 , выполненных из железобетонного монолита и облицованных изнутри нержавеющей сталью толщиной 5 мм.

Хранение радионуклидных источников осуществляется в приповерхностных хранилищах колодезного типа. Типовое хранилище представляет собой цилиндрическую емкость из нержавеющей стали объемом 200 л, расположенную в бетонном колодце на глубине 6 м. Колодец забетонирован или заполнен песком. Отрабатывшие радионуклидные источники поступают в емкость по изогнутой загрузочной трубе.

6.4. Обеспечение безопасности ХТРО

Как видно из представленного выше материала по хранению (захоронению) ТРО на ПЯТЦ, хранение ТРО осуществлялось и осуществляется в настоящее время только в хранилища приповерхностного типа. Требования к обеспечению безопасности этого вида хранилищ изложены в НП-069-06. Напомним некоторые из требований по безопасности хранения ТРО, имеющиеся в этом документе, а также мероприятия, проводимые эксплуатирующими организациями в обеспечении этих требований.

1. Траншейное захоронение допускается только для короткоживущих⁸ НАО. Кроме того, документ НП-069-06 ограничивает захоронение в ППЗРО высокоактивных долгоживущих РАО: *размещаемые для захоронения высокоактивные и среднеактивные РАО должны быть короткоживущими*. Допускается ограниченное содержание долгоживущих радионуклидов во всех категориях РАО по активности. Максимальная удельная активность альфа - излучателей (урана, трансурановых элементов и др.) с периодом полураспада более 5 лет в отдельных упаковках РАО (ячейках захоронения РАО) не должна превышать 3700 кБк/кг при условии, что в среднем по ППЗРО их удельная активность не превышает 370 кБк/кг.

В настоящее время хранилища ТРО на ПЯТЦ фактически являются местом окончательного захоронения ТРО, т.е. ПЗРО и соответствуют вышеприведенным требованиям НП-069-06.

⁸ Короткоживущие – радионуклиды, содержащие радионуклиды с периодом полураспада менее 30 лет, а также цезий-137.

2. Основной целью обеспечения безопасности при ППЗРО является исключение (или сведение до минимума) как внутреннего, так и внешнего дополнительного облучения населения и персонала в течение всего срока потенциальной опасности хранилища. Это достигается рядом требований к размещению, проектированию, эксплуатации и закрытию хранилищ и, прежде всего, за счет:

- правильного выбора места размещения ХТРО, позволяющего предотвратить или значительно уменьшить распространение радионуклидов в окружающую среду при разрушении инженерных барьеров хранилища;

- специальной подготовкой РАО к хранению (соблюдением требований по критериям приемлемости РАО, кондиционированию РАО, включающей переработку РАО и размещение их в упаковки);

- созданием инженерных барьеров на пути возможных утечек радионуклидов из объема хранилища в окружающую среду;

- созданием конструкции хранилища, предотвращающей попадание влаги в объем хранилища и отводящей влагу из объема хранилища;

- мониторинга радиационного состояния окружающей среды и технического состояния хранилища в течение всего срока потенциальной опасности хранилища ТРО.

3. Размещение хранилищ ТРО на ПЯТЦ осуществляется на территории предприятий в пределах их СЗЗ. Можно выделить два важных условия для выбора места размещения приповерхностных хранилищ ТРО:

- отсутствие близости грунтовых вод (3 – 4 м и более);

- наличие защитных *природных барьеров* – низкопроницаемых грунтов (глины, суглинки, скальные породы) между грунтовыми водами и конструктивными элементами хранилища (днищем, боковыми стенками).

4. При захоронении ТРО в зависимости от их активности в качестве *инженерных барьеров* используются слои: глина, бетон, железобетон, битум, асфальт, пенетрон, гидроизоляционные мембраны, асбестоцемент и др.

В траншейных могильниках без специальных инженерных барьеров, покрывающего и подстилающего экранов размещены и размещаются, как правило, радионуклиды с низким содержанием дол-

гоживущих радионуклидов, что находится в соответствии с требованием НП-069-06.

Радионуклиды средней и высокой активности размещены в мотильниках капитального типа в железобетонных ячейках, колодцах и каньонах, защищенных от попадания атмосферных осадков и грунтовых вод в объем хранилища. Для снижения объема захораниваемых ТРО на некоторых ПЯТЦ они подвергаются фрагментации, прессованию или сжиганию, а также включению их в матрицы различного типа (приложение 2).

5. При наличии в составе ТРО делящихся ядерных материалов, при их уплотнении в процессе переработки, могут создаваться условия для возникновения СЦР. Эти условия оцениваются эксплуатирующей организацией или подтверждаются Заключением по ядерной безопасности ГНЦ ФЭИ.

В работе [30] приводятся несколько *практических случаев оценки ядерной безопасности* при размещении ТРО, характерные для ПЯТЦ:

5.1. Для хранилища, в котором 200-литровые бочки (диаметр 0,5 м, толщина стенок 1,5 мм) расположены вплотную в четыре яруса по высоте, допустимое количество плутония и урана-235 в бочке составляет 100 и 150 г соответственно. Ограничение ядерных материалов в 200-литровой бочке до 50 г плутония и до 80 г урана-235 обеспечивают ядерную безопасность для любых видов отходов.

5.2. Поскольку при прессовании и сжигании ТРО их концентрация может возрасти до 100 раз, то НАО могут перейти в категорию САО. При этом ядерно-безопасная концентрация снижается и составляет для плутония 0,0156 г и 0,025 г на 1 кг отходов для плутония и урана соответственно.

5.3. Анализ твердых НАО, поступающих для переработки и хранения в МосНПО «Радон» показывает, что ядерно-безопасный предел удельного содержания урана-235 составляет 0,25 г на 1 кг РАО и 0,156 г плутония на 1 кг РАО. Этот вывод сделан, исходя из безопасных пределов для 200-литровой бочки в целом. Таким образом, для твердых НАО возможное содержание плутония и урана меньше безопасных пределов, поэтому контроль содержания ядерных делящихся материалов не является необходимым при их приемке и хранении перед переработкой.

Таблица 6.3

Безопасное удельное содержание урана-235 для твердых отходов
Электростальского машиностроительного завода [30]

Отходы	Химический состав, массовая доля компонентов, %	Обогащение урана, %	Безопасное удельное содержание, граммов урана-235 на 1 кг РАО
Резина	C: 70 – 90; H: 3 – 10; O: 1 – 10; N: 1- 5; S: 3 - 10	4,4; 90	0,78 0,48
Графит	C: $\approx$ 100	4,4 90	0,09 0,08
Керамика печей	O: 50 – 70; Si: 20 – 30; Al: 10 - 20; Fe: 1 – 2	4,4 90	3,6 2,1
Полиэтиленовые изделия	C: 86; H: 14	4,4 90	12 13,5
Фторпласт	F: 41 – 76; C: 21 – 24; H: 0 - 7; Cl: 0 - 30	4,4 90	7 6,9
Оргстекло	C: 60 – 80; H: 4; O: 10 – 30; N: 3	4,4 90	4,3 3,9
Ионообменные смолы	C: 73 – 80; H: 7 – 9; O: 5 - 7	4,4	3,9
Селикагель	Si 47 H 53	4,4	1,5
Циркониевые отходы	Zr 100	4,4 90	1,6 0,9
Пластикат, ткань ПВХ	C: 38; H: 5; Cl: 57	4,4 90	38 8,1

5.4. Для типичных отходов Электростальского машиностроительного завода, принимаемых для переработки и хранения в МосНПО «Радон», в табл.6.3 представлено безопасное удельное содержание ядерных делящихся материалов (при $K_{эф}=0,95$), определенное для смеси уран+отходы+вода по программе ММКФК-2.

В заключение этой главы целесообразно отметить следующее: поскольку сроки обеспечения герметичности (устойчивости) инженерных барьеров ограничиваются 100-300 годами, для подтверждения долгосрочной безопасности особенно старых хранилищ,

построенных по проектам 1960-х годов и уже закрытых, *необходимо проведение прогнозных расчетов для каждого хранилища*, подтверждающих их безопасность на длительный период времени.

В настоящее время такие расчеты вместе с подготовкой ООБ для подобных хранилищ проводятся на ряде ПЯТЦ. Кроме того, на предприятиях разрабатываются мероприятия по повышению безопасности хранилищ с помощью различных технических решений, в том числе: нагнетание растворов в нарушенные зоны инженерных барьеров, создание дополнительных инженерных барьеров, заливка свободного пространства контейнеров различными составами, включение отработанных источников ионизирующего излучения в металлическую матрицу и др. Наиболее широкий комплекс мер в этом направлении представлен в разработках МосНПО«Радон» [72].

Задания и вопросы для самоконтроля

1. Дайте определение понятию «хранилище твердых РАО» (ХТРО).
2. Какими нормативными документами регламентируется обеспечение безопасности ХТРО?
3. Что такое «приповерхностный могильник» РАО?
4. Составьте перечень потенциальных опасностей, которые могут иметь место при эксплуатации ХТРО.
5. Составьте перечень потенциальных опасностей, которые могут иметь место при выводе из эксплуатации ХТРО.
6. Возможно ли возникновение СЦР в ХТРО?
7. Дайте краткую характеристику существующих в настоящее время ХТРО.
8. Составьте перечень мероприятий, проводимых эксплуатирующими организациями в обеспечении безопасности эксплуатации ХТРО.

Глава 7. СОВРЕМЕННЫЕ ПОДХОДЫ К ПРОБЛЕМАМ ОБРАЩЕНИЯ С РАО

7.1. Общий подход

Рассмотреть весь спектр проблем и подходов по обеспечению безопасности для всех этапов обращения с РАО в России и в других странах не представляется возможным в рамках одной главы. Здесь мы попытаемся подытожить основные подходы при обращении с РАО, а также выделить основные проблемы, и прежде всего проблемы, связанные с безопасностью захоронения РАО.

Захоронение является конечным этапом в деятельности, связанной с обращением ЖРО и ТРО. Поскольку в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ захоронению могут подвергаться РАО только в твердом состоянии, то ЖРО перед захоронением должны пройти стадию отверждения с помощью одного из способов, приведенных в нормативных документах НП-019-2000 и НП-20-2000. Газообразные отходы после их очистки выпускаются в атмосферу, однако часть ГРО, оставшаяся после взаимодействия с очистными устройствами, переходит в категорию ТРО или ЖРО, которые затем должны быть подвергнуты отверждению.

Современные способы захоронения РАО требуют, чтобы РАО были обработаны с целью уменьшения их объема (сжигание, пресование и др.) и кондиционированы (цементированы, остеклованы, битумированы, иммобилизованы в матрицу и др.). Вид переработки и дальнейшей упаковки ТРО определяется физико-химическими свойствами ТРО и их радионуклидным составом. В настоящее время в качестве первичного упаковочного средства для размещения НАО и САО широко используются различные контейнеры (емкости (бочки) из железа и нержавеющей стали, железобетонные контейнеры и др.).

Способ захоронения РАО зависит от категории отходов, которые, в свою очередь, определяются наличием в составе РАО долгоживущих радионуклидов (приложение 1). Например, в России и во Франции долгоживущими считаются радионуклиды с периодом полураспада более 30 лет, а короткоживущими – менее 30 лет. В

ряде стран этот параметр принимается равным 5 годам или вообще не нормируется.

При анализе современного состояния обращения с РАО и способах их захоронения будем руководствоваться разделением РАО на категории, которые рекомендованы МАГАТЭ и в той или иной степени используемые в ряде стран для принятия решения о способе их захоронения. Это: *отходы очень низкой удельной активности* (ООНУА), *отходы низкой удельной активности* (ОНУА) и *отходы средней удельной активности* (ОСУА), среди которых выделяются РАО с ограниченным содержанием долгоживущих радионуклидов и *отходы высокой удельной активности* (ОВУА), которые содержат значительное количество долгоживущих радионуклидов. Национальные классификаторы РАО могут существенно отличаться друг от друга и от классификации рекомендованной МАГАТЭ, но тем не менее в основе почти всех зарубежных классификаторов РАО лежит способ захоронения РАО.

7.2. Отходы очень низкой удельной активности

При дезактивации металлов, образующихся в основном при выводе из эксплуатации объектов ИАЭ, возникает вопрос: считать ли слабозагрязненные металлы РАО и можно ли их использовать в дальнейшем? Отнесение металлолома к материалу, который может быть повторно использован, в России осуществляется на основании положений п. 3.11.3. Основных правил ОСПОРБ-99/2010 [73] *«не вводится никаких ограничений на использование в хозяйственной деятельности любых материалов, сырья и изделий на их основе (кроме продовольственного сырья, пищевой продукции, питьевой воды и корма для животных) при удельной активности техногенных радионуклидов в них менее значений, приведенных в приложения 3 к ОСПОРБ-99/2010».*

Значения удельной активности, при которой материалы могут использоваться неограниченно, довольно значительно колеблются от 10^{-2} Бк/г до 10^4 Бк/г.

В ОСПОРБ-99/2010 приводится также перечень долгоживущих радионуклидов, металлы и изделия, на основе которых могут использоваться неограниченно (приложения 3 и 4). Сырье, материалы и изделия с удельной активностью техногенных радионуклидов от

значений, приведенных в приложении 3 ОСПОРБ-99/2010, до значений МЗУА (значения отнесения веществ к РАО) могут неограниченно использоваться при условии оформления санитарно-эпидемиологического заключения на разрешенный вид использования. (Более подробно классификация РАО рассмотрена в приложении 1).

Уровни содержания радионуклидов, позволяющих повторно использовать металл различными государствами Европейского союза, отличаются. Группа отходов, введенная МАГАТЭ как ООУА, представляет собой неоднородную группу отходов с удельной активностью менее 100 кБк/кг для искусственных радионуклидов или менее 500 кБк/кг для природных радионуклидов [74]. В Великобритании этот уровень составляет 0,4 кБк/кг [75], а во Франции принято решение не устанавливать освобождающие пороговые значения для отходов, образующихся на ядерных предприятиях [76] и относить к этому виду отходов материалов с избыточным излучением близким к фоновому. В 2003 году в местечке Морвиль (департамент Об) введено в эксплуатацию специальное хранилище, которое подобно хранилищу для обычных нерадиоактивных отходов объемом 650 тыс. м³. В это хранилище, представляющее собой камеры, заглубленные в землю на несколько метров, и имеющие защитные покрытия, размещаются строительные материалы, металлические отходы, отходы типа ООУА. В хранилище предусматриваются установки по компактированию металлических отходов и нейтрализация специфических отходов.

Следует отметить, что количество металлолома, которое можно отнести к ООУА и неограниченно использовать, составляет, как правило, единицы процентов годового производства стали в стране. Если принять во внимание расходы на дезактивацию, удовлетворяющей действующим нормативам, неизбежных расходов на переработку металла (прессование, переплавка) и возможные проблемы с формированием общественного мнения, становится понятным решение правительства Франции о захоронении ООУА.

В Японии в 2005 году принят закон о системе контроля (система клиренса) материалов АЭС, выводимых из эксплуатации, с целью определения их повторного использования. Компания Japan Atomic Power внедрила на площадке АЭС Tokai эксклюзивную установку для измерения и оценки уровня клиренса [77].

Таким образом, существуют разные подходы по обращению с ООУА в разных странах. В основном металлы с ООУАН переплавляют и используют для изготовления конструкций хранилищ, реакторов и др. изделий атомной техники. Следует отметить, что в атомной промышленности традиционно используются высоколегированные сплавы, нержавеющая сталь и редкие металлы, поэтому решение о рентабельности их повторного использования должно приниматься в каждом конкретном случае с учетом всех обстоятельств.

7.3. Отходы низкой и средней удельной активности

Хотя подходы к захоронению отходов существенно зависят от их удельной активности, общей проблемой при размещении, проектировании и сооружении хранилищ РАО является проблема возможности распространения радиоактивного загрязнения с водой (за счет выщелачивания радионуклидов) в окружающую среду. Можно отметить, что для захоронения ОУА и ОСУА, не содержащих долгоживущих радионуклидов, практически уже найдены решения по проектированию и конструированию хранилищ ТРО, в то время как захоронение ОВУА, содержащие долгоживущие радионуклиды, еще не нашла своего окончательного решения, поскольку существует ряд мнений о стратегии и способах захоронения.

Переработка. Сложный физический и химический состав РАО должен предполагать применение различных способов их переработки, о которых говорилось в предыдущих главах и ограничение на которые (битумирование, цементирование и остекловывание) представлены в нормативном документе НП-019-2000. В настоящее время традиционные методы переработки ТРО и ЖРО (сжигание, прессование, плавление, цементирование, остекловывание) совершенствуются, а также разрабатываются новые методы переработки и включения РАО в новые перспективные матрицы. В России в настоящее время лидером в разработке и реализации практических технологий по усовершенствованию переработки и хранения РАО низкой и средней удельной активности является ГУП МосНПО «Радон». Поэтому ниже представлены некоторые результаты работ этой организации [72].

Известно, что довольно трудоемким процессом при обращении с РАО является сортировка отходов по разным признакам (агрегатное состояние, горючесть, загрязненность, активность и т.д.). Однородные (сортированные) отходы должны уже поступать от поставщика. Однако это не всегда имеет место. Для обращения с твердыми горючими и смешанными РАО в ГУП МосНПО «Радон» разработана технология и установка сжигания в шахтной печи с плазменными источниками нагрева «Плутон», позволяющая перерабатывать практически несортированные отходы. Производительность установки 200–250 кг/ч. Она может перерабатывать смешанные отходы, содержащие не только горючие компоненты: древесину, бумагу, ветошь, пластики, но и негорючие – металлические детали и кабели, строительный мусор, битое стекло, грунт. Доля негорючих отходов может достигать 60 %. Существенным преимуществом этой установки является получение исходного продукта, пригодного для многолетнего безопасного хранения, поскольку по своей структуре и свойствам он подобен вулканическому стеклу и значительно более стоек, чем другие распространенные матрицы, используемые для локализации РАО (цементные и стеклообразные компаунды). Этот метод «остекловывания» в настоящее время с помощью отечественных специалистов прошел успешное опробование на заводе в Саванна-Ривере (США), где использовался для переработки РАО с высоким содержанием алюминия и железа емкостей-хранилищ ЖРО [78].

Уменьшение объема ТРО после прессования достигается увеличением давления развиваемого установкой прессования. В ГУП МосНПО «Радон» для этих целей используется крупный автоматизированный комплекс «Суперкомпактор» с 1500-тонным прессом. Обработка отходов на этом комплексе позволяет значительно сэкономить объемы хранилищ для размещения РАО.

На этом предприятии успешно эксплуатируется установка для сжигания (при температуре 850 – 950°C) горючих твердых и жидких РАО, позволяющая в сотни раз уменьшить исходный объем РАО.

Часто в контейнерах с золой и с ТРО имеют место пустоты. Для реализации нового метода цементирования используется пропитка насыпного объема золы и отходов специальными многокомпонентными высокопроницающими цементными растворами на основе

очень тонко молотого цемента. Технология пропитки состоит в том, что раствор подается снизу вверх, равномерно заполняя мелкие пустоты и поры между частицами отходов. Конечный продукт цементирования – однороден, химически и физически устойчив.

Другое направление по совершенствованию цементирования РАО связано со снижением влияния бактерий на долговечность цементных блоков. Микробиологический фактор коррозии обусловлен наличием и размножением на поверхности бетонных сооружений бактерий и микроорганизмов, выделяющих в процессе жизнедеятельности метан, углерод, серный ангидрид, водород, хлоросодержащие компоненты, серную кислоту и другие химические вещества, которые разрушают бетон и стальную арматуру. Этот процесс особенно прогрессирует при контакте бетона с водой или/и почвой и колебаниях окружающей температуры. Для повышения биоустойчивости цементной матрицы используют биоцидные добавки, которые способны значительно улучшить ряд показателей цементированных отходов, в том числе: прочность и устойчивость к агрессивным воздействиям, степень пропитки цементных растворов, долговременные характеристики блоков и др.

Для повышения прочности, морозо- и водоустойчивости, биологической стойкости, проникающей способности в цементный раствор добавляются различные полифункциональные добавки, состоящие из нескольких макро- и микрокомпонентов.

Известно, что для обработки илов со дна емкостей-хранилищ и водоемов-хранилищ необходимо применение специального оборудования (земснарядов), что всегда сопряжено с дополнительным загрязнением оборудования и/или окружающей среды. В ГУП МосНПО «Радон» создана специальная установка для забора илов и осадков «Авгий», использующая новый принцип обработки илов: дисковый вакуумный фильтр, дополняющий прежнюю установку по обработке илов «Илосос».

Хранение. Конструкции хранилищ РАО, используемые в мировой практике довольно разнообразны, но можно выделить следующие наиболее характерные и интересные из них, которые находят последователей в разных странах.

Практически во всех странах используются траншейные хранилища. Это земляные траншеи длиной несколько десятков метров и глубиной до 3-5 метров размещаются в геологической среде, кото-

рая характеризуется низким уровнем грунтовых вод от днища траншеи (4 м и более). Стенки траншей могут быть защищены изолирующим материалом (например, слоем глины), в зависимости от характера местного грунта и погодных условий. В такие траншеи размещаются кондиционированные ОНУА. Траншеи засыпаются и сверху организуется покрытие и система отвода влаги.

Конструкции капитальных сооружений для хранения ОНУА и ОСУА с ограниченным содержанием долгоживущих радионуклидов довольно разнообразны. Они в настоящее время обеспечивают безопасность хранения РАО в соответствии с требованиями национальных нормативных документов и рекомендаций МАГАТЭ.

Во Франции, занимающей передовые позиции в Европе по использованию атомной энергии (75 % электроэнергии в стране вырабатывают АЭС), успешно реализуются программы обращения с ОСУА и ОНУА, не содержащие долгоживущих радионуклидов [76]. Для долговременного хранения РАО этого типа в 1969 году было введено в эксплуатацию хранилище в Центре Ла-Манш, которое находилось в эксплуатации до 1994 года. После эксплуатации объем накопленных РАО составил 527 тыс. м³. В этом хранилище кондиционированные РАО размещены в поверхностных бетонных камерах. Промежутки между контейнерами в камерах залиты цементным раствором. Хранилище размещается на бетонной подушке, а для предотвращения попадания влаги извне, а также для предотвращения выхода радионуклидов в окружающую среду, все камеры хранилища надежно защищены со всех сторон устойчивыми многослойными покрытиями. Влага со всех камер хранилища собирается с помощью системы утечек в специальный резервуар. Утечки контролируются на содержание в них радионуклидов, и в случае необходимости принимаются меры к устранению неисправностей в системе хранения. В настоящее время хранилище вступило в стадию длительного наблюдения (мониторинга в течение нескольких столетий).

При мониторинге хранилища Ла-Манш ежегодно проводится свыше 10 тыс. радиологических и химических анализов воды, воздушной среды и пищевых продуктов и др. Данные мониторинга показали крайне незначительное воздействие хранения РАО на окружающую среду. Предполагается, что после 10-летнего интенсив-

ного мониторинга будет принято решение об объеме мониторинга на последующие 300 лет.

Используя опыт сооружения и эксплуатации хранилища в Центре Ла-Манш агентство Andra (Национальное агентство по обращению с РАО) ввело в эксплуатацию в 1992 году новое приповерхностное хранилище РАО, расположенное в департаменте Об. Это хранилище (Центр Об) способно принимать РАО как в стандартных контейнерах, так и крупногабаритные изделия, например крышки реакторов. В хранилище имеются свои установки для прессования и заливки бетоном. Все поступающие на хранение контейнеры проходят тщательный входной контроль. При общем объеме хранилища 10 млн. м³ в течение 10 лет ожидается поступление 140 тыс. м³ отходов, что составит 14 % общего объема, и при этом будет заполнено 50 объектов хранилища Центра Об.

Хранилище подобной конструкции (как в Центре Ла Манш) в Эль Кабриле (*Испания*) используется для хранения ОНУА и ОСУА с ограниченным содержанием долгоживущих радионуклидов.

В *Селлафилде (Великобритания)* ОСУА цементируются в 200-литровых бочках с последующей их герметизацией. Упаковка ОСУА производится на ряде установок в зависимости от характера РАО [75], [79]. Упакованные и герметизированные отходы размещаются в централизованном приповерхностном хранилище. Отходы, содержащие плутоний (специализированные РАО), подвергаются двойной упаковке: 200 литровые бочки загружают в специализированные 500 литровые бочки из нержавеющей стали и герметизируют заливкой жидкого твердеющего раствора. В таком виде отходы пригодны для долгосрочного хранения на площадке хранилища или захоронения в подземном хранилище.

Сооружение по окончательному захоронению отходов низкой и средней активности в *Форсмарке (Швеция)* принимает отходы с 1998 года. Объем хранилища составляет около 100 тыс. м³. Для сооружения хранилища было выбрано место недалеко от действующей АЭС. Захоронение Форсмарк представляет собой огромную пещеру в скалистой породе с различными камерами для хранения РАО, которые расположены примерно на глубине 50 м ниже уровня Балтийского моря. Высота воды (глубина моря) над пещерой около 5 м. При обосновании безопасности хранилища предполагалось, что утечки радионуклидов, которые могут иметь место при

его эксплуатации, будут попадать в море, разбавляясь морской водой.

К пещере со стороны берега ведут два наклонных туннеля длиной около одного километра каждый, по которым грузовые автомобили доставляют контейнеры с отходами. Камеры хранилища представляют собой четыре отсека длиной 160 м различной формы и размера и пещеру высотой 70 м, в которой построен бункер. Бункер является самой защищенной частью хранилища и облицован бетоном⁹. В нем размещаются наиболее активные отходы, по шесть слоев контейнеров в штабеле. Промежутки между контейнерами заполняются пористым бетоном.

Предусматривается дальнейшее увеличение объема хранилища с тем, чтобы принимать РАО при проведении работ по выводу из эксплуатации АЭС.

В *Германии* для захоронения НАО на глубину 400 м используется соляная шахта, расположенная в соляном куполе в районе деревни Морслебен. В соляном куполе на глубине 400 м прорыты туннели и штреки. Радиоактивные отходы в 200-литровых стальных бочках, полиэтиленовых мешках и другой упаковке размещаются в штреках, углублениях хранилища и в буровых скважинах. Доставка РАО к местам захоронения производится с помощью механического транспорта. С поверхности земли отходы доставляются через вертикальные шахты лифтовыми механизмами.

7.4. Отходы средней и высокой удельной активности, содержащие долгоживущие радионуклиды

Различные страны, использующие атомную энергию, в настоящее время сталкиваются с все возрастающей проблемой захоронения отходов высокой и средней удельной активности, которые содержат долгоживущие радионуклиды. Для разомкнутого топливного цикла эта проблема рассматривается параллельно с проблемой обращения с ОЯТ после его выгрузки из бассейнов выдержки.

⁹ Бентонит – специальная глинистая порода, которая обладает свойством разбухать при попадании в нее влаги, таким образом, закрывая поры для водного потока.

Серьезность этой проблемы состоит в том, что подобные отходы из-за их большого периода полураспада, представляют собой опасность для окружающей среды и, в конечном итоге, для человека в течение многих тысяч лет. Кроме того, из-за большой удельной активности они длительное время (сотни лет) будут находиться в разогретом состоянии. Эти факторы чрезвычайно затрудняют обращение с ВАО и ОЯТ, приводя к необходимости использования манипуляторов и дистанционных механизмов. Кроме того, со временем значительно возрастает опасность попадания влаги в хранилище РАО.

На выбор стратегии обращения с ВАО и ОЯТ влияют экономические, политические и регулирующие факторы, аспекты безопасности и нераспространения оружейных материалов.

В последнее время международным сообществом в качестве наиболее надежного способа долговременной изоляции от окружающей среды ОЯТ и/или ОВУА и ОСУА с долгоживущими радионуклидами принята концепция хранилищ в глубокозалегающих породах, таких как *глина, гранит, соль и туф* [87]. Основными факторами, определяющими безопасность хранения в этих породах, являются их устойчивость к высокому и длительному воздействию ионизирующего излучения, тепловыделению ОЯТ/ВАО и низкие фильтрационные свойства пород, исключающие распространение радионуклидов с подземными водами. Согласно этой концепции многобарьерная система изоляции, включающая инженерные барьеры, должна обеспечить отсутствие поступления радионуклидов во внешнюю природную среду в течение всего времени потенциальной опасности хранилища (10^4 - 10^5 лет). Это время определяется временем спада активности, тепловыделения и радиотоксичности отходов до безопасного уровня.

Однако осторожность, с которой страны и их общественность подходят к решению проблемы изоляции ВАО, привела к тому, что законодатели некоторых стран предлагают внести поправки к национальным законам, требующие обязательных гарантий возможности «извлечения» ВАО после их захоронения. Эта осторожность связана с неопределенностями в оценке будущих сценариев развития региона и событий, которые могут иметь место в далеком будущем, таких как существенное изменение климата, структурные изменения в земной коре, войны, терроризм и др.

Поскольку практическое воплощение проблемы глубинного захоронения ОЯТ затянулось, ряд стран не дожидаясь решения проблемы захоронения, выбрало стратегию промежуточного сухого хранения ОЯТ. Это хранение предполагает размещение ОЯТ в транспортных контейнерах или специальных контейнерах на открытых площадках (Германия, Литва, Украина и др.) либо хранение ОЯТ в пунктах сухого хранения, представляющих собой комплекс сооружений для герметичного хранения нескольких сборок ОЯТ в одной камере хранения (Россия) [81]. Это является «отложенным» решением перед этапом переработки ОЯТ на радиохимическом производстве либо перед их окончательным захоронением в глубокие геологические формации. Следует отметить, что все остеклованные ВАО в настоящее время также находятся на временном промежуточном хранении перед их размещением в глубокие хранилища.

В настоящее время почти для всех стран процедура создания геологических хранилищ выглядит следующим образом [82]:

- концептуальная и технологическая разработка хранилища;
- исследование участков возможного размещения хранилища;
- исследование характера поверхности и геологической среды на выбранных площадках, в том числе с помощью подземных лабораторий в предполагаемом месте размещения хранилищ;
- выбора одной или нескольких площадок, наиболее подходящих для захоронения и продолжение исследований площадок с помощью подземных лабораторий;
- обоснование возможности проведения инженерных и строительных работ;
- строительство подземного хранилища (возможно поочередное);
- размещение отходов;
- заполнение пространства вокруг отходов буферным материалом;
- герметизация всех выходов, демонтаж наземных установок и перевод хранилища в закрытое состояние.

Каждый этап может продолжаться многие годы в зависимости от наличия в стране подходящих для исследований площадок, научных, финансовых и технических возможностей государства и др. Контроль (мониторинг) окружающей среды и естественных барьер-

ров обычно проводится сразу после начала исследований данной площадки и особенно интенсивно проводится после закрытия хранилища. Последние два этапа определяются проектом и могут быть другими.

Некоторые страны уже определились с выбором площадки для хранилища, создали на месте предполагаемого захоронения подземные исследовательские лаборатории, в которых проводят комплекс исследований по изучению региона захоронения ВАО.

В табл. 7.1 и 7.2. приведены сведения о планах долговременного обращения с ОЯТ и/или ВАО в странах Восточной и Западной Европы по материалам семинара «Проблема обращения с отходами», состоявшегося в Тенгелице (Венгрия) в 2004 году, а также по материалам работ [74], [79], [83], [84].

Примечание. Отметим, что планы по созданию исследовательских глубинных лабораторий и по сооружению подземных хранилищ для размещения ВАО и ОЯТ, могут существенно измениться со временем по ряду причин: решение правительства по политико-экономическим и др. соображениям, резкий общественный протест против размещения ПЗРО, получение отрицательных результатах исследований и др.

Анализируя эти сведения можно отметить следующие факты. Ряд стран, ранее выбравшие замкнутый ЯТЦ (с переработкой ОЯТ), в последние годы стали включать в концепцию обращения с ОЯТ вариант прямого захоронения ОЯТ, т.е. рассматривая его как отходы. В Бельгии мораторий на переработку ОЯТ действует с 1993 года, в Германии он введен с 2005 г., а в Швейцарии в 2004 г. принят закон, запрещающий (хотя и временно) переработку ОЯТ. Ряд стран либо не определились с вопросом геологического захоронения, либо отложили его решение, выбрав временное решение о сухом контейнерном хранении ОЯТ. В настоящее время в Европе только три страны – Франция, Великобритания и Россия, имеют радиохимическую промышленность. Согласно современной стратегии обращения с ОВУА в Великобритании предпочтение отдано долговременному хранению ОВУА (в течение 100 лет и более). Во Франции проводятся интенсивные исследования для создания геологического захоронения.

В соответствии с Концепцией Минатома России по обращению с РАО приоритетным направлением признается временное (50 лет и более) хранение ОЯТ. Решение об исследовании возможности подземного захоронения кондиционированных ВАО отложено до

2015 года. В соответствии с проектом ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами» в России принимается стратегия замкнутого топливного цикла.

Таблица 7.1

Планы введения в эксплуатацию глубоких хранилищ

Страна	РАО, подлежащие захоронению	Начало эксплуатации хранилища, г
Австралия	ОЯТ/ОВУА	Региональное хранилище, проект Pangea, сроки не определены
Бельгия	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	В период с 2035 до 2070-2080
Болгария	ОЯТ	Решение отсрочено
Великобритания	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	Концепция захоронения ОЯТ, ВАО и ДГЖ САО в геологическое хранилище не принята
Венгрия	ОЯТ	2047
Германия	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	Планировали 2012, в 2000 введен мораторий
Испания	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	Принятие о строительстве отсрочено до 2016
Италия	ОЯТ	Не определено
Литва	ОЯТ	Определена только концепция глубокого захоронения
Нидерланды	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	После 100 лет хранения отходов (2100)
Россия	ВАО	Решение отложено до 2015
Румыния	ОЯТ	2049
Словацкая республика	ОЯТ	2037
Словения	ОЯТ	2066
США	ОЯТ/ВАО	2017, (первоначально 2010)
Чешская республика	ОЯТ	2065
Финляндия	ОЯТ	2020
Франция	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	Заполнение и вывод из эксплуатации примерно к 2100 г.
Швейцария	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	2040
Швеция	ОЯТ	2015
Япония	ОЯТ/ОВУА	Хранение (30-50 лет) до остывания, захоронение ОЯТ пока не планируется

Таблица 7.2

Деятельность стран в рамках научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по выбору и исследованию мест захоронения

Страна	Организация, ответственная за захоронение	Стадия работ	Порода, глубина размещения хранилищ
Бельгия	ONDRAF/NIRAS	Исследование площадки в районе Моль-Дессель	Глина (Boom Clay), 240 м
Германия	DBE	С 2000 г. мораторий на исследование пл. в Гренoble	Соль, 850-900 м
Финляндия	Posiva Oy	Выбрана и одобрена парламентом пл. вблизи АЭС «Окилуото» в округе Эурайоки	Кристаллическая, тоналит, 500 м
США	DOE	Строительство хранилища Юкка-Маунтин	Вулканический туф, 305 м
Швейцария	NAGRA	Для дальнейших исследований предложена пл. Цурхер Вайнланд, изучалась также пл. Бенкен. Исследования проводились в подземной лаборатории Гримзель (скальный грунт)	Опаловые глины (Opalinus Clay), 400-900 м
Швеция	SKB	Продолжаются исследования на пл. Форсмарк (округ Эстаммар) и Симпеварт (округ Оскарсхамн)	Гранит, 500 м

Примечание. ONDRAF/NIRAS – Национальное агентство по обращению с РАО и делящимися материалами, DBE – Немецкое общество по строительству и эксплуатации хранилищ для окончательного удаления РАО, Posiva Oy – компания образованная двумя энергетическими фирмами Финляндии. DOE – Министерство энергетики США, NAGRA – Национальное агентство, ответственное за удаление РАО, SKB – компания, образованная четырьмя энергетическими фирмами Швеции.

Рассмотрим основные решения, принимаемые странами для долгосрочной безопасности при геологическом хранении ВАО (ОЯТ, ВАО и САО с долгоживущими радионуклидами).

Швеция. Правительством одобрена разработанная компанией SKB концепция удаления ОЯТ в глубоководную *гранитную породу*. Наиболее перспективным признан проект (метод, концепция) KBS-3, позволяющий осуществлять контроль за отходами и буферными материалами в период эксплуатации хранилища. В ноябре 2003 года компетентными органами Швеции было признано, что система захоронения KBS-3 удовлетворяет современным критериям безопасности и радиационной защиты.

Концепция KBS-3 предусматривает упаковку (капсулирование) ОЯТ в коррозионно-устойчивые медные контейнеры (толщина стенок 5 см) с внутренним чугунным контейнером, обеспечивающим прочность упаковки [83], [85]. Использование меди, освобожденной от кислорода, гарантирует целостность контейнера в течение 100 тыс. лет. Контейнеры в соответствии с проектом размещаются в вертикальных скважинах, пробуренных в туннелях на глубине около 500 м в гранитной породе. Между стенками контейнера и скважины помещается буферный слой из бентонитовой глины толщиной около 35 см. После завершения размещения отходов туннели засыпаются закладочным материалом, состоящим из смеси бентонита и измельченной породы.

Концепция KBS-3 предусматривает размещение медных контейнеров в горизонтальном положении в галереях средней длины и в вертикальных скважинах. Окончательный выбор метода захоронения будет сделан после оценки безопасности, технологии, затрат и воздействия на окружающую среду.

Для оценки безопасности большое внимание уделяется исследованиям, связанным с возможными путями утечки радионуклидов в результате их контакта с подземными водами. В подземной лаборатории выполнен комплекс исследований по коррозии меди, в том числе под воздействием микробов. Большой объем исследований проведен по изучению растворения ОЯТ в окисляющих условиях, механизмов миграции радионуклидов, диффузии, адсорбции, а также коррозии внутреннего чугунного контейнера в анаэробных условиях.

Предполагается строительство хранилища в два этапа. На первом этапе предусмотрено сооружение части хранилища с последующей демонстрацией (примерно в 2015 г.) окончательного захоронения 400 контейнеров с ОЯТ (это примерно 10 % предполагае-

мого общего количества контейнеров). Лицензия на продолжение строительства хранилища будет выдана правительством только после 2-летней оценки демонстрационного этапа. Завершение размещения ОЯТ намечено до 2060 года.

Финляндия. Это первая страна в мире, в которой на уровне закона принято решение о выборе площадки для геологического захоронения (см. табл.7.2). Концепция глубокого захоронения ОЯТ, разработанная в Финляндии, аналогична шведской концепции, включая конструкцию контейнеров. В 2001 году компании SKB (Швеция) и Posiva Oy (Финляндия) заключили договор о сотрудничестве и обмене информацией по проблемам захоронения ОЯТ.

Германия. С 1998 года после прихода к власти правительства «зеленых» в Германии началось свертывание программ по ядерной энергетике. Ранее прямое удаление ОЯТ рассматривалось как приемлемая альтернатива переработке ОЯТ, которое, согласно заключенным контрактам в объеме 6900 т., предполагалось проводить на предприятиях фирм Cogema (Франция) и BNFL (Великобритания). В соответствии с соглашениями между странами с 2005 года прекращается транспортировка ОЯТ из Германии на переработку [83] и все отходы от переработки ОЯТ возвращаются в Германию (до 2022 г.). С предприятий Cogema и BNFL должны поступить соответственно, около 127 и 39 контейнеров с остеклованными ОВУА – всего 166 контейнеров, 39 из которых уже доставлены в Германию. Для перевозки ОВУА используется разработанный в Германии транспортный контейнер типа CASTOR HAW 20/28 CG, семь секций которого могут вмещать по четыре канистры с остеклованными отходами – в целом 28 канистр.

Ранее предполагалось размещать ОВУА в геологическое хранилище в Гренобле, которое представляет собой *соляной купол* площадью около 40 км², простирающийся на глубину примерно 3500 м. В соответствии с проектом хранилище должно быть размещено на глубине 870 м. Решение правительства о введении моратория было принято, несмотря на то, что в марте 2000 г. международная группа экспертов из пяти стран (США, Франции, Швеции, Швейцарии и Германии) пришли к выводу, что площадка в соляном куполе в Гренобле удовлетворяет всем критериям безопасного удаления ОВУА/ОЯТ [79].

В настоящее время в Германии в эксплуатации находятся два промежуточных сухих хранилища ОЯТ в Горлебене и Ахаусе. Промежуточное хранилище в Горлебене используется также для временного хранения остеклованных ОБУА в транспортных контейнерах.

В дальнейшем при создании геологического захоронения Германия предполагает использовать хранилище ОЯТ и для хранения остеклованных ВАО. Кроме того, исследования, проведенные в Германии по устойчивости различных керамических форм для хранения ОЯТ, показали, что керамика ОЯТ представляет собой достаточно надежную матрицу для длительного хранения ОЯТ, не уступающую стеклу, а по некоторым параметрам, даже превосходящую его [86].

Бельгия. Стратегия для обращения с ОЯТ на заключительной стадии не определена. В настоящее время Франция возвращает Бельгии переработанное ОЯТ в виде остеклованных отходов. Перевозка канистр с этими отходами проводится в транспортных контейнерах типа TN28VT, разработанных фирмой Transnucleaire. Средняя активность одной канистры с ОБУА, определенная во время заливки в канистру на заводе фирмы Cogema составляет $1,6 \cdot 10^{16}$ Бк для бета-, гамма-излучающих и $3 \cdot 10^{14}$ Бк для альфа-излучающих радионуклидов. На радиоактивные материалы приходится примерно 17 % массы остеклованного продукта, помещенного в канистру.

Остеклованные ОБУА размещаются в промежуточном хранилище в Десселе, где также хранятся долгоживущие ОСУА от переработки ОЯТ. Срок промежуточного хранения остеклованных ОБУА определен в 50 лет, после чего должно быть предусмотрено удаление их в глубокое геологическое хранилище ОБУА/ОСУА.

В течение длительного времени в Бельгии исследуют возможность захоронения ОБУА и ОСУА в глубоководной *глинистой породе* на базе подземной лаборатории HADES-URF (в Центре ядерных исследований в Моле) на глубине 225 м [83].

В 2002 году агентство ONDRAF/NIRAS опубликовало отчет, в котором подведены итоги технических и научных исследований по программе НИОКР за период с 1990 по 2000 г. В отчете было показано, что стоимость хранилища для прямого захоронения ОЯТ может превысить в 2,5 раза стоимость хранилища для остеклованных

ОВУА, образующихся при выполнении программы «полной переработки ОЯТ». Оценки также показали, что продолжительность эксплуатации хранилища в случае захоронения ОВУА составит 40 лет, а ОЯТ – 50 лет.

Проект хранилища предусматривает размещение 3915 канистр с остеклованными ОВУА в сеть горизонтальных галерей в глиняном массиве на глубине 240 м. Своды этих галерей внутренним диаметром 2 м облицованы бетоном толщиной 22,5 см. Для захоронения остеклованных ОВУА по центру галереи устанавливается труба из нержавеющей стали внутренним диаметром 55 см (толщина стенок 1 см). Пространство между трубой и бетонной облицовкой галереи заполняется закладочным материалом, состоящим из глины, песка и графита. Канистры с ОВУА, помещенные в контейнер из нержавеющей стали, размещаются по длине галереи с помощью механизированного погрузчика и автоматизированной системы.

В соответствии с проектом хранилище ОВУА имеет восемь галерей с интервалом 40 м перпендикулярно к основным галереям, по которым транспортируются отходы. Каждая галерея длиной 800 м разделена на три секции по 200 и 400 м. Общая длина галерей составляет 6,4 км. С поверхности земли доступ к галереям обеспечивается двумя шахтными стволами диаметром 6 м.

Швейцария. Агентство NAGRA, ответственное в Швейцарии за удаление РАО, разработало концепцию глубокого захоронения ОВУА и долгоживущих ОСУА в скальном грунте в 80-е годы и в рамках этих проектов провело многолетние исследования на площадке в Меттауртале и в подземной лаборатории Гримзель, расположенной в *скальных породах* Альп. В работах по изучению поведения контейнеров с ОВУА при повышенных температурах принимали участие также и специалисты Испании (фирма ENRESA). Одновременно в последние годы были проведены полевые испытания породы опаловых глин на площадках в кантоне Цюрих.

В результате исследований потенциальных площадок агентство NAGRA предложило для дальнейших исследований площадку в регионе Цухер Вайнланд. Для этого предусмотрено сооружение на глубине *опаловых глин* испытательной лаборатории и установки для изучения технической реализации строительства хранилища ОЯТ/ОВУА. Концепция конструкции хранилища включает сооружение одной вентиляционной шахты, сети горизонтальных тунне-

лей для размещения остеклованных отходов и ОЯТ и отдельно бункеров для долгоживущих ОСУА с доступом в хранилище по наклонным спиралевидным туннелям. В глубокое хранилище планируют удалить 2056 канистр с ОЯТ, 730 канистр с остеклованными ОБУА и 4360 м³ кондиционированных в цемент долгоживущих ОСУА.

Франция. Во Франции для выбора площадки ПЗРО высокого уровня с 1987 по 1988 гг. исследовались четыре места со следующими характеристиками [84].

Гранитная площадка (департамент Де-Севр) имеет однородный массив, выходящий на поверхность площадью около 250 км² и толщиной более 3000 м.

Глиняная площадка (департамент Эн) состоит из двух слоев глины толщиной более 100 м, расположенных на глубине 400 и 750 м. Эти слои разделены однородным пластом известняка.

Соляная площадка (департамент Эн) имеет толщину соляного пласта 300 м и защищена сверху и снизу толстыми слоями глины.

Площадка с глинистыми сланцами (департамент Мен и Луара) расположена в центре большой антиклинали шириной 10 км и имеет толщину от 300 до 600 метров.

В конце 1988 года начато глубокое бурение на площадке департамента Эна (глина). Был выполнен каротаж на глубину более 1100 м. В конце 1989 года подготовка к бурению на других площадках вызвала резкую реакцию местной оппозиции, что привело к остановке всех работ.

В 1991 году во Франции была утверждена 15-летняя программа обращения с отходами класса В и С.

Эта программа предусматривала параллельное выполнение исследований по трем основным направлениям:

- глубокому захоронению (строительство двух подземных исследовательских лабораторий);
- кондиционированию и долговременному приповерхностному (или наземному) хранению;
- фракционированию и трансмутации долгоживущих радионуклидов в РАО.

В настоящее время агентство ANDRA ведет сооружение первой подземной лаборатории на востоке Франции в Бюре в *глинистом слое*, который начинается на глубине 420 м [83]. Поиск второй

площадки для подземного хранилища из-за протестов оппозиции приостановлен. Предполагается, что в геологическое хранилище должно быть удалено 8 тыс. м³ остеклованных ОВУА и примерно 80 тыс. м³ долгоживущих ОСУА. Не исключается в дальнейшем прямое удаление в хранилище ОЯТ.

Проект хранилища представляет собой сеть горизонтальных туннелей с зонами, предназначенными для размещения различных типов отходов: остеклованных ОВУА, долгоживущих ОСУА и облученных топливных элементов уранового и МОХ-топлива. В каждом модуле хранения объем пространства между упаковками будет зависеть от величины тепловыделения отходов. Проект предполагает также оценку безопасности при температуре упаковок около 85°C («холодный» проект) и *возможность извлечения упаковок с отходами*. Предполагается также, что приоритетным должно быть удаление в постоянное хранилище В-отходов (долгоживущие ОСУА), так как их накоплено в настоящее время большое количество и не предполагается их использование в будущем.

С учетом эксплуатации в течение 40 лет всех действующих АЭС Франции считается, что к 2020 г. будет накоплено около 100 тыс. м³ В-отходов, что в 10 раз превышает объем остеклованных ОВУА и ОЯТ, не подлежащих переработке.

Поскольку подземное хранилище не будет введено в эксплуатацию ранее 2020 года, то Комиссариат по атомной энергии Франции проводит различные исследования по созданию промежуточных хранилищ РАО и ОЯТ. В частности, изучается возможность создания хранилища сочетающего в себе промежуточное хранение и хранение в геологическом хранилище с возможностью извлечения ОЯТ из этого хранилища в любое время. Проводятся исследования по кондиционированию РАО, позволяющим увеличить время промежуточного хранения РАО до 100 лет и более. Ведутся исследования по созданию нового контейнера для промежуточного хранения ОЯТ и РАО. Необходимость в этом диктуется также и тем, что МОХ-топливо может быть окончательно удалено в хранилище только после 30-50-летней выдержки.

В **Великобритании** сохраняется курс на переработку ОЯТ. Образующиеся в процессе переработки ОЯТ отходы временно хранятся на наземных установках. Установки для хранения ОВУА эксплуатирует фирма BNFL, а ОСУА – фирма Nirex. Общий про-

гнозируемый объем кондиционированных ОВУА составляет 1890 м³, а ОСУА – 215 тыс. м³. В соответствии с современной стратегией обращения с ОВУА разработка геологического хранилища для окончательного захоронения ОВУА отсрочена и в настоящее время предпочтение отдано долговременному хранению (в течение 100 лет).

Соединенные штаты Америки до сих пор сохраняют лидерство как по объему ОЯТ и ВАО, так и по проблеме разработки геологических хранилищ для ОЯТ и ВАО. В настоящее время в США ожидают своего решения по окончательному захоронению следующие виды ОЯТ и ВАО [88]:

ОЯТ коммерческих реакторов. В 80-х годах прошлого века было принято решение об уплотнении бассейнов-хранилищ ОЯТ. Это решение оказалось настолько эффективным, что на два десятилетия решило проблему хранения ОЯТ. Однако уже вскоре бассейны-хранилища исчерпали свои возможности и в настоящее время большая часть энергетических компаний США перешло на сухое длительное хранение ОЯТ в контейнерах. На конец 2005 г. из коммерческих АЭС было выгружено около 54 тыс. т тяжелого металла ОЯТ, который хранится в 33 штатах на 72 площадках АЭС.

Военные ВАО и ОЯТ Министерства энергетики. От военно-ядерной программы отсталость примерно 2,5 т. тяжелого металла ОЯТ реактора *N* и небольшое количество ОЯТ исследовательских реакторов. В настоящее время примерно 379 тыс. м³ жидких и шламообразных ВАО от военной программы хранятся в более 200 подземных резервуарах на территории трех бывших ядерных производственных комплексов министерства энергетики США: в Ханфорде, Саванна-Ривере и Айдахской национальной лаборатории. Эти отходы, являющиеся собственностью министерства энергетики, должны быть обработаны, остеклованы и изолированы от окружающей среды (проблемы хранения ЖРО в емкостях-хранилищах США рассмотрены в гл. 2).

Остеклованные ВАО. К началу 2001 г. на установке WVDP (West Walley Demonstration Project) в Уэст-Велли завершено остекловывание 2,27 тыс. м³ жидких ВАО от переработки АЭС. Эти отходы (275 канистр) хранятся на площадке установки WVDP.

Кроме того, в Саванна-Ривере с 1996 года эксплуатируется установка DWPF (Defence Waste Processing Facility) для остекловыва-

ния жидких ВАО. В 2000 г. там находилось 648 канистр по 670 литров каждая с остеклованными ВАО.

ОЯТ исследовательских реакторов хранятся на 39 площадках министерства энергетики, предназначенных для промежуточного хранения. С 1996 г. по программе возврата ОЯТ в США 6445 облученных твэлов доставлено на площадки министерства энергетики в штатах Южная Каролина и Айдахо, где будут находиться до размещения их в подземное хранилище.

ОЯТ судовых реакторов, которыми оснащены 40 % субмарин ВМФ США, в настоящее время хранятся на наземных установках промежуточного хранения.

Проект «Юкка-Маунтин». Структура финансирования, размещения, лицензирования, эксплуатации и вывода из эксплуатации одного или более геологических хранилищ ОЯТ и ВАО в глубоко-залегающих породах, утверждена Законом о политике в области ядерных отходов (NWPAA) в 1982 году. Согласно этому закону установлена федеральная ответственность за удаление (захоронение) ОЯТ и ВАО.

В 1987 г. Конгресс США одобрил начало работ по оценки пригодности площадки в районе горного массива Юкка-Маунтин (штат Невада) для строительства первого национального геологического хранилища ОЯТ и ВАО (закон NWPAA-1987). В соответствии с этим законом в хранилище может быть размещено 70 тыс. т тяжелого металла. Однако эксплуатация одного геологического хранилища в Юкка-Маунтин не решит проблему захоронения ОЯТ и ВАО в США, так как уже через пять лет после начала эксплуатации оно будет заполнено. Поэтому в начале 2006 года было объявлено о намерении министерства энергетики изучить вопрос о создании второй площадки для подземного захоронения.

Характеристика площадки. Площадка для геологического хранилища расположена в горном массиве Юкка-Маунтин в 160 км северо-западнее г. Лас-Вегас на участке федеральной земли штата Невада. Ключевыми факторами, определяющими выбор площадки, является очень низкая скорость инфильтрации дождевых осадков и, соответственно, достаточно продолжительное время перемещения грунтовых вод с поверхности до горизонта хранилища, сооружаемого в ненасыщенной зоне **вулканического туфа** горной системы. Кроме того, местность характеризуется засушливым климатом

(100-250 мм осадков в год). Уровень подземных вод находится ниже горизонта хранилища на 244 м.

Проект «Юкка-Маунти» включает две фазы: строительство и эксплуатация подземной лаборатории, и затем сооружение подземного хранилища. К 1998 году на глубине около 305 м построены основной (длина 7,8 км, диаметр 7,6 м) и поперечный (длина 2,74 км) туннели лаборатории для проведения всесторонних исследований района захоронения.

В июле 2002 года президент Джордж Буш подписал резолюцию Конгресса, одобряющую строительство хранилища на площадке Юкка-Маунтин¹⁰.

Конструкция хранилища предусматривает создание в массиве горы дополнительно к основному и поперечному туннелям подземной лаборатории серии штреков, в которых будут храниться ОЯТ и остеклованные ВАО в стальных цилиндрических упаковках. Доступ к штрекам будет обеспечивать магистральный туннель. Общая протяженность штреков (диаметр около 4,6 м) с размещенными упаковками составит 56 км. Доступ в хранилище будет осуществляться через два наклонных входа – северный и южный. Предусмотрен мониторинг хранилища в течение 300 лет. Предполагается, что система инженерных и естественных барьеров позволит обеспечить надежное хранения ОЯТ и ВАО в течение не менее 10 тыс. лет.

Система инженерных барьеров, состоящая из контейнера для ВАО, верхнего экрана и опорных конструкций должна обеспечивать отсутствие влаги на контейнере в течение первых сотен лет. В хранилище планируют использовать упаковку, состоящую из двух контейнеров размещенных один в другом. *Внешний контейнер* изготовлен из металла с высокой коррозионной стойкостью (сплав 22), а *внутренний* – из прочной нержавеющей стали ядерной чистоты (марки 316 NG). Нависающий экран, предназначенный для защиты контейнера от капель воды, падающих с потолка хранилища, и кусков обрушающейся породы, предполагается изготовить из титана.

¹⁰ В настоящее время Президент США приостановил выполнение проекта в массиве Юкка-Маунтин.

При хранении контейнеров в горизонтальном положении и смешанном размещении контейнеров различного типа температура в каждом подземном штреке или туннеле, вырубленном в горе, будет примерно одинаковой. Упаковки с отходами будут размещаться друг от друга на расстоянии около 1 м, чтобы температура на их поверхности была не более 160°C при уровнях излучения до 1,6 Зв/ч. Вследствие медленного распада радионуклидов пройдут сотни лет, прежде чем температура на поверхности упаковок снизится и станет меньше температуры кипения воды. Пока температура на поверхности контейнера выше точки кипения воды, гарантирована их сухость и защита от коррозии.

Для доставки ОЯТ к хранилищу предполагается использовать многоцелевую канистру (Multipurpose Canister – MPC), которая широко применяется в настоящее время для транспортировки и хранения ОЯТ на площадках АЭС США. Эта канистра может также служить в качестве внутреннего контейнера для системы удаления ОЯТ в хранилище.

При изготовлении вновь разрабатываемых многоцелевых контейнеров для транспортировки и хранения ОЯТ предполагают использовать керметный материал, в котором частицы обедненного урана распределены в стальной матрице. Конструкция контейнера из этого материала обладает рядом достоинств, таких как: меньшая масса и размеры за счет лучших радиационно-защитных свойств, повышенная прочность, обеспечивающая лучшую физическую защиту при возможных террористических актах.

Лицензирование объектов ИАЭ в США, так же как и в России, является многостадийной, т.е. необходимо лицензировать каждый этап жизненного цикла хранилища: проектирование, размещение, строительство, эксплуатация и закрытие хранилища. На всех этапах необходимо представить доказательства по обеспечению безопасности хранилища на весь период его потенциальной опасности. В настоящее время этот период определен Федеральным апелляционным судом США в сотни тысяч лет. При этом нормы радиационной безопасности должны быть обеспечены в радиусе 18 км от площадки захоронения. Одним из важных положений при лицензировании NRC (Nuclear Regulatory Commission – Комиссия по ядерному регулированию) является *доказательство возможности извлечения* ОЯТ/BAO. В связи с длительной задержкой начала ли-

цензирования строительства, открытие хранилища состоится не ранее 2017 года.

Основные критические замечания противников проекта заключаются в следующем:

- не предоставлено достаточно данных для доказательства долговременной прочности инженерных барьеров, гарантирующих, что радионуклиды не достигнут уровня грунтовых вод; недостаточно изучены характеристики сплава 22;

- не решен ряд фундаментальных проблем, таких как: частота и сила воздействия вулканической активности, роль сорбции в снижении мобильности в незамещенной зоне породы, роль коллоидов в увеличении миграционных процессов;

- нет достаточного подтверждения безопасности перевозки ОЯТ и ВАО к хранилищу; возможен реальный риск загрязнения местности площадью до 100 км² как в случае аварии, так и в случае террористического акта;

- поскольку площадка Юкка-Маунтин находится в ненасыщенной зоне, то ее гидрогеологические характеристики гораздо сложнее, чем если бы она находилась в насыщенной зоне; для ненасыщенной зоны размещения ОЯТ требуется более сложная многобарьерная инженерная система.

Российская Федерация. В 1992 г. были начаты научно-исследовательские и проектно-изыскательные работы по поиску и выбору площадки для создания пункта глубинного геологического захоронения ВАО и ОЯТ [9], [11], [87], [89]. Наиболее приемлемым в настоящее время считаются два участка, находящиеся на расстоянии 25-30 км от ГХК в северной части Нижнеканского гранитоидного массива (участки «Итакский» и «Каменный»). В пределах этих участков имеется монолитный массив мощностью в несколько километров, находящийся в состоянии долговременной тектонической стабильности. Максимально возможное землетрясение в этом районе составляет 5 баллов. В пользу выбора места для размещения хранилища являются также близость ГХК, что способствует решению ряда технических проблем, и отсутствие населенных пунктов.

Исследования, проведенные в 1998-1999 гг. с помощью серии скважин глубиной от 10 до 700 м, показали, что этот массив гранитоидов имеет низкую степень трещиноватости и обводнения. Кро-

ме того, присутствие в гранитоидах таких минералов, как циркон, монацит, сульфиды и др. позволяют захоранивать актиноиды в матрицах, геохимически совместимых с вмещающими породами. Экспериментально показано, что плутоний, америций и кюрий способны сорбироваться на цирконе и монаците, что существенно может снижать миграцию этих радионуклидов. В настоящее время проводятся подготовительные работы по созданию подземной исследовательской лаборатории.

В заключение этого раздела целесообразно коснуться вопроса создания международных хранилищ ОЯТ и ВАО [90], [91]. Предложения по размещению такого хранилища имеются от Швейцарии, Казахстана, Китая, России и других стран. Имеются два подхода к созданию и размещению региональных хранилищ. Первый – традиционный подход связан с созданием крупного регионального хранилища на территории одного из государств, которое будет предлагать услуги по захоронению РАО на коммерческой основе. Второй подход выдвинули ряд «небольших» стран, которые имеют атомную энергетику, но которые не имеют РХП, поскольку объем их ВАО и ОЯТ невелик и создание своего национального хранилища является для каждой из стран нерентабельным. В 2001 г. восемь стран объединились в Ассоциацию регионального и международного хранения (ARIUS). В основу был положен проект SAPIERR, который предполагает создание регионального хранилища ОЯТ (ВАО) на территории одного из государств.

7.5. Подготовка высокоактивных отходов к захоронению

При захоронении ВАО, образуемых после переработки ОЯТ, долговременная безопасность должна быть обеспечена в течение всего срока потенциальной опасности долгоживущих радионуклидов, т.е. в течение 10^5 и более лет (табл. 7.3).

Известно, что основу концепции долговременного захоронения ВАО составляет положение о том, что основным барьером, препятствующим распространению радионуклидов за пределы хранилища, являются естественный барьер, образуемой породой, в которой размещается хранилище. Полагается, что инженерные барьеры или барьеры ближней зоны хранилища разрушатся через 100-300 лет.

Поэтому во всех странах очень ответственно относятся к выбору места захоронения. Никакие прогнозные расчеты, к сожалению, не могут дать полных гарантий сохранению свойств РАО и мест их хранения на столь долгий период. Поэтому, как видно из материалов обзора сделанного выше, в некоторых странах при разработке проекта геологического захоронения предусматривается возможность извлечения ВАО из хранилища.

Таблица 7.3

Радионуклиды, определяющие активность и токсичность ОЯТ[89]

Временной интервал, год	Определяющие радионуклиды
До 100	Железо-55, кобальт-58, никель-59, стронций-90, рутений-106, сурьма-125, цезий-134, цезий-137, церий-144, прометий-147, европий-154, европий-155
От 100 до 1000	Цезий-137, самарий-151, никель-59, никель-63, кобальт-60
От 1000 до 10000	Плутоний-239, плутоний-240, америций-241
От 10^4 до 10^5	Нептуний-237, плутоний-239, плутоний-240, америций-243, углерод-14, никель-59, цирконий-93, ниобий-94
Более 10^5	Иод-129, технеций-99, плутоний-239

Тем не менее вопросам подготовки РАО к захоронению в последнее время уделяется все большее и большее внимание, и это обусловлено стремлением снизить тот риск, который может быть связан с практически неконтролируемыми и неуправляемыми процессами, которые могут произойти в хранилище в период хранения ВАО. Прежде всего, задача стоит в максимальном обезвреживании РАО или снижении их опасности еще до их захоронения.

Первым шагом, который позволит этого достичь, по мнению многих специалистов, является осуществление замкнутого топливного цикла [86], [89], [92]. При этом наряду с достоинствами, связанными с наиболее полным использованием ядерного топлива, обеспечением нераспространения ядерных материалов, использования ценных радионуклидов и др., важным является возможность обеспечения минимизации РАО при переработке топлива и приближение его к радиационно-миграционной эквивалентности захораниваемых отходов и исходного природного топлива. Идея радиационной эквивалентности предполагает, что за счет радиохимической переработки может быть достигнуто такое состояние (состав)

РАО, что их воздействие на человека не превысит воздействия активности потребленного природного урана. При этом ядерная энергетика будет в определенном смысле безотходной, поскольку на захоронение поступит РАО по активности равное активности природного урана, взятого из недр земли. В этом направлении в последнее время проводятся довольно интенсивные и плодотворные исследования, в которых принимают участие ряд организаций: ПО «Маяк», ГХК, НПО «Радиевый институт», КНЦ Сибирского отделения РАН, Институт геохимии и аналитической химии и др. [93], [94]. Приведем некоторые результаты работ, выполненных в этом направлении.

Фракционирование – селективное выделение из радиохимических растворов радионуклидов. С помощью различных экстрагентов и способов обработки растворов удастся выделять стронций, плутоний, редкоземельные элементы и др. С 1996 года на заводе РТ-1 ПО "Маяк" работает промышленная установка УЭ-35, которая используется для выделения цезия и стронция из ВАО со степенью выделения на уровне 98,5 %.

Показано, что экстрагенты на основе фосфиноксидов позволяют выделять из ВАО актиноиды со степенью извлечения до 99%.

Радиевым институтом совместно с Институтом геохимии и аналитической химии разработана оригинальная модификация трукс-процесса, позволяющий извлекать более 99,5 % трансплутониевых и редкоземельных элементов. Следующим шагом по модификации была разработка унекс-процесса, позволяющего извлекать из кислотных отходов одновременно цезий, стронций, уран, нептуний, плутоний, америций, кюрий и редкоземельные элементы. Проведенные в 1998 г. на каскаде центробежных экстракторов в Айдахо (США) испытания показали, что степень извлечения цезия составляет 99,95 %, стронция – 99,985 % и суммарной альфа-активности – 95,2 %.

Реализация технологии глубокого фракционирования ВАО позволит полностью перевести ЖРО военных программ в стеклоподобные ТРО для последующего контролируемого хранения.

Отверждение ВАО – включение отходов в специальную матрицу с целью снижения опасности распространения отходов в окружающую среду и возможности дальнейшего использования делящихся материалов, входящих в состав ВАО. Правовые вопросы

иммобилизации, т.е. включение ВАО в специальные матрицы, приведены в нормативном документе «Установки по иммобилизации трансурановых радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-067-06).

Способы иммобилизации фракций отходов и матрицы специфичны для каждой фракции, которые способны надежно удерживать радионуклиды в предполагаемых условиях захоронения. Нет универсальных матриц. Для каждого радионуклида или группы радионуклидов осуществляется подбор соответствующей матрицы [94]. Наиболее удачны те матрицы, которые способны удерживать радионуклиды в течение геологически значимых периодов времени. Такие матрицы выбираются, как правило, из принципа геологического подобия.

Так, для фракции цезий-стронций наиболее удачным, в настоящее время, признано использование боросиликатного стекла. В отличие от остеклованных отходов, в которых радионуклиды достаточно гомогенно распределены по всему объему, в кристаллических матрицах они занимают определенные места, внедряясь в структуру матрицы. Теоретические и экспериментальные исследования показали, что одной из наиболее устойчивых матриц для иммобилизации актиноидов является циркон, а также гидросиликат циркона, являющийся исходным сырьем для синтеза циркона.

На заводе РТ-1 разработан процесс иммобилизации фракции трансплутонивые элементы+редкоземельные элементы в керамику типа монацитов. Разрабатывается принципиально новый процесс отверждения фракции в керамике типа перосковита +редкоземельные элементы. При этом удастся получить керамику с скоростью выщелачивания элементов порядка 10^{-7} - 10^{-8} г·см²·сут⁻¹ при температуре 90°C.

7.6. Об оценке безопасности хранилищ РАО

В системе обращения с РАО можно выделить два основных этапа: обращение с РАО до захоронения и захоронение или длительное хранение РАО. Это разделение прослеживается и в документах МАГАТЭ. Безопасность первого этапа является частью безопасности эксплуатации объектов ИАЭ, а безопасность хранилищ РАО необходимо рассматривать отдельно, поскольку даже после пре-

крашения деятельности предприятия контроль и наблюдение за состоянием хранилища может осуществляться еще долгое время.

В литературе отсутствует определение безопасности, относящееся к хранилищам или пунктам захоронения РАО. Поскольку предметом рассмотрения в данной работе являются ПЯТЦ, то возможно использование понятие безопасности ОЯТЦ и в нашем случае.

Безопасность хранилища РАО ОЯТЦ – свойство хранилища РАО при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, ограничивать радиационное и другие возможные воздействия на работников (персонал), население и окружающую среду установленными пределами, а также предотвращать возникновение СЦР. В 2006 году МАГАТЭ опубликовало обобщенные принципы безопасности [95], которые представляют собой синтез разработанных ранее принципов МАГАТЭ в различных документах и в разное время.

Примечание. Безопасность в [95] означает защиту людей и окружающей среды от радиационного риска и не включает нерадиационные аспекты общего понимания термина «безопасность». Обобщающее понятие безопасности дается в ФЗ «О безопасности», как состояние защищенности жизненно важных интересов личности, общества и государства от внутренних и внешних угроз.

Наиболее полно философские, теоретические и практические вопросы оценки безопасности применительно к объектам ИАЭ рассмотрены в [96], а применительно к глубинному захоронению твердых РАО в [11]. Дальнейшие рассуждения относительно безопасности хранилищ РАО будут основываться на положениях этих работ.

Безопасность обусловлена активными и потенциальными угрозами.

Активные угрозы безопасности имеют детерминированное происхождение, их носителем является вещество или энергия. Они воздействуют в реальности, могут быть измерены (рассчитаны) и уменьшены с помощью различных устройств или действий. Например, дозы, получаемые человеком из-за ионизирующего излучения от хранилища, могут быть уменьшены за счет увеличения защиты или путем ограждения хранилища, фиксирующего допустимое расстояние персонала и др. Активными угрозами, определяющими безопасность хранилища в настоящем и будущем, явля-

ются, например утечки радионуклидов из хранилища и загрязняющие окружающую среду.

Потенциальные угрозы имеют вероятностное происхождение, они проявляются только при их реализации и могут быть чрезвычайно разнообразны. Они не могут быть измерены инструментально, но могут быть рассчитаны как произведение вероятности реализации исходного события на величину его последствия (на величину ущерба из-за этого события). Например, потенциальной угрозой для поверхностных водоемов-хранилищ является смерч, прохождение которого над акваторией водоема может привести к значительному загрязнению окружающей среды и облучению персонала и населения. При известной вероятности прохождения смерча для данного региона с определенными параметрами (мощность в воронке смерча, скорость, площадь охвата водоема и др.) можно оценить масштабы радиационного загрязнения и как следствие экономический ущерб, нанесенный этим явлением. Таким образом, эта потенциальная угроза или опасность могут быть оценены количественно.

На практике рассматривают три вида анализов безопасности объектов ИАЭ: *детерминистский, вероятностный и анализ опыта эксплуатации.*

Детерминистский анализ (ДАБ) – это анализ активных угроз, т.е. тот анализ, который базируется на известном и предсказуемом поведении объекта при воздействии на него того или иного исходного события. Детерминистский анализ составляет основу для проведения расчетов, предопределяющих проектные аварии на объектах ИАЭ. Этот анализ должен проводиться еще до введения объекта в эксплуатацию. Для хранилища РАО или ПЗРО одним из основных видов детерминистского анализа является прогнозные расчеты вероятных утечек радионуклидов за пределы хранилища РАО и оценки воздействия этих утечек на человека. При проведении расчетов используются известные формулы конвективного переноса, диффузии, радиоактивного распада и др.

Вероятностный анализ (ВАБ) – имеет дело с потенциальными угрозами, описываемыми вероятностными характеристиками. Потенциальная составляющая безопасности – это ее случайная составляющая, говорящая о том, что отсутствие аварий в прошлом не гарантирует появление аварии в будущем. ВАБ имеет дело также и

с квазидетермистскими угрозами, для которых изменения параметров объекта или среды известны, но со значительными неопределенностями. Например, утечки радионуклидов из хранилища РАО, даже при известном составе инженерных и природных барьеров, знании законов распространения радионуклидов через барьеры, нельзя признать строго детерминистскими.

Анализ опыта эксплуатации – это важная составляющая всего анализа, поскольку только через опыт эксплуатации познаются реальные характеристики объекта и подтверждаются те положения в работе объекта, которые заложены в исходном проекте. Анализ опыта эксплуатации состоит из двух этапов: анализ нарушений эксплуатации и принятие мер корректировки, позволяющих избежать в дальнейшем появления подобных выявленных нарушений. Таким образом, в результате этой обратной связи происходит изменение объекта в сторону его улучшения и совершенствования. К сожалению, опыт эксплуатации хранилищ РАО невозможно экстраполировать в будущее, определяемое десятками тысяч лет. В этом, как уже отмечалось неоднократно ранее, одна из проблем оценки безопасности долговременных хранилищ ВАО и ОЯТ.

Для компенсации неопределенности наших знаний об объекте, окружающей среде и правомерности, используемых математических соотношений, описывающих поведение объекта при нарушениях нормальной эксплуатации, анализ безопасности проводят с запасом, используя консервативные оценки. Из-за чрезмерной перестраховки в пользу безопасности, иногда эти оценки получаются далекими от действительности.

Остановимся еще раз на исходных событиях, проектных и за-проектных авариях, определяемых исходными событиями.

Для проектной аварии исходные события определены проектом, последствия их просчитаны и в проекте учтены средства и меры для приведения объекта в нормальное состояние.

Запроектная авария может возникнуть из-за исходных событий, не предусмотренных проектом или из-за возникновения группы отказов (сверх единичного). Однако относительно исходных событий, не учтенных проектом, возникает вопрос: а почему, если исходные события известны, они не учтены в проекте? Дело в том, что это, как правило, события, которые могут произойти с ничтожно малой вероятностью. Например, падение кометы на хранилище

или взрыв, если вблизи нет взрывоопасных объектов или землетрясение 8 баллов, если данный регион характеризуется очень низкой сейсмичностью. Тем не менее некоторые исходные события, относимые ранее к источникам запроектных аварий, для некоторых объектов в настоящее время относят к исходным событиям для проектных аварий и учитывают при разработке проекта объекта ИАЭ. Например, исходное событие – падение самолета, в настоящее время учитывается при проектировании некоторых объектов ЯТЦ. Набор исходных событий для запроектных аварий определяется многими факторами: параметрами хранилища РАО (тип хранилища, категории отходов, наличие систем для поддержания нормального режима эксплуатации), характеристикой места размещения (география, гидрогеология, климат) и др.

Однако чаще запроектные аварии связаны не с экзотическими исходными событиями, а с нарушениями в эксплуатации, приводящими к отказам сразу нескольких систем. Ярким примером запроектной аварии при хранении ВАО в емкости-хранилище является авария 1957 года, описанная в гл. 2 и произошедшая в связи с отказом сразу трех систем. Авария 1967 года на озере Карачай, вызванная прохождением смерча (исходное событие для запроектной аварии), могла бы иметь гораздо меньше последствий (по уровню загрязнения окружающей среды), если бы система поддержания уровня воды в озере обеспечила смачиваемость берегов в засушливый 1967 год, поскольку загрязненность радионуклидов обнаженного ила почти в 100 раз превышает загрязненность воды (декантата) в озере.

Конечно, можно при разработке проекта хранилища РАО или модернизации существующего «старого» хранилища РАО попытаться учесть все возможные исходные события. Однако это приведет к значительному усложнению конструкции хранилища и чрезмерному удорожанию проекта. Более того, некоторые требования могут оказаться несовместимыми в рамках одного проекта, например, такое экзотическое требование как одновременная изоляция озера «Карачай» от воздушной среды, защита от падения тяжелого самолета и изоляция водоема от подземных вод. Поэтому выполнение подобных проектов должно предусматривать учет принципа ALARA.

Реализация концепции глубокоэшелонированной защиты позволяет приостановить развитие проектной аварии, вызванной единичным отказом, и перерастанию проектной аварии в запроектную.

В соответствии с НП-047-03 *нарушения в работе* объекта ИАЭ, в том числе и хранилищ РАО, классифицируются как аварии и происшествия. *Нарушение* – любое событие на ОЯТЦ, которое привело к аварии или происшествию. *Происшествие* – категория нарушения, характеризующаяся отклонением от нормальной эксплуатации ОЯТЦ, вызванным отказом системы (элемента) или ошибкой персонала, определенная таблицей, классифицируемое НП-047-03 [97].

В основу категорирования нарушений положены уровень дозы, получаемой персоналом и/или населением в абсолютном выражении доз, уровень загрязненности поверхностей, предельно-допустимая концентрация (ПДК) вредных химических веществ и допустимая объемная активность (ДОО_{пер.}) воздуха помещений для персонала [99].

В настоящее время для хранилищ и пунктов захоронения РАО не разрабатывается детерминистский или/и вероятностный анализы безопасности. Анализ безопасности хранилищ РАО ограничивается, как правило, оценкой долговременной безопасности хранилищ. При этом анализируются возможные механизмы утечки и распространения радионуклидов из хранилища с грунтовыми водами. В качестве критерия нарушения нормальной эксплуатации объекта часто принимается превышение УВ радионуклидов в грунтовых водах, поскольку считается, что с грунтовыми водами радионуклиды мгновенно попадают в сферу обитания человека (питьевую воду и продукты питания). На границе УВ уровень доз, получаемый человеком, соответствует примерно 1 мЗв/г. УВ – это тот уровень облучения населения, при превышении которого необходимо проводить определенные защитные мероприятия.

Зона загрязнения вокруг хранилища, в которой удельная активность радионуклидов будет больше, чем УВ, может быть достаточно большой и является следствием нарушения нормальной эксплуатации хранилища. Для вновь создаваемых хранилищ превышение УВ должно быть исключено.

Оценка степени распространения радионуклидов от хранилища является общепринятым методом подтверждения степени безопас-

ности хранилища РАО. Это связано с тем, что современный способ локализации и долговременного хранения предполагает хранение РАО в твердом или отвержденном виде и основным механизмом распространения радионуклидов за пределы хранилища является миграция. Для старых захоронений (или захоронений прошлых лет) оценивается время, в течение которого хотя бы один радионуклид в грунтовых водах достигнет УВ. Это время характеризует запас по времени для принятия решений по корректирующим мероприятиям. Расчеты могут также показать, что радионуклиды сорбируются близлежащими грунтами и осадут вблизи хранилища, не доходя до грунтовых вод. Для оценки безопасности хранилищ и принятия мер по изоляции РАО предлагаются различные варианты расчетов, основанные на сравнении поступления радионуклидов в окружающую среду с УВ, МЗУА, МЗА, ПДК, ПДП [93], [98], [106].

Безопасность хранилищ должна оцениваться не только авариями, связанными с миграцией радионуклидов, но и рядом других факторов: безопасностью ГТС, возможностью возникновения СЦР, надежностью работы систем обеспечения нормальной эксплуатации, последствиями некоторых исходных событий и др. В этом случае для комплексного анализа безопасности хранилищ, наряду с аналитическими методами, целесообразно применять метод экспертных оценок, успешно использованный в Ростехнадзоре для оценки факторов опасности водоемов-хранилищ ЖРО [46], оценки безопасности АЭС [96], пригодности площадок для геологического захоронения [87], оценки безопасности объектов ИАЭ для определения ядерного ущерба при оценке уровня ядерного страхования и др.

Однако самые тщательные и научно-обоснованные расчеты и оценки могут быть опрокинуты непредсказуемым вмешательством человека в зону захоронения РАО и, особенно в туннели с ВАО и САО, тем более, что всеми документами по безопасности предписывается длительное сохранение всей документации по захоронению РАО (в интересах будущих поколений!?). Непредсказуемость и опасность «человеческого фактора» в развитии аварийных ситуаций в различных областях техники придает в настоящее время все большее значение. Эта тема широка и требует для атомной энергетики и в частности для обеспечения безопасности захоронений РАО в далеком будущем специального обсуждения.

Задания и вопросы для самоконтроля

1. Какие категории РАО принято анализировать при выборе способа захоронения?
2. Какие особенности обращения с РАО категории ООНУА?
3. Каковы особенности выбора способа захоронения РАО низкой и средней удельной активности, не содержащих долгоживущих радионуклидов?
4. Каковы особенности выбора способа захоронения РАО средней и высокой удельной активности, содержащие долгоживущие радионуклиды?
5. Какие геологические структуры считаются наиболее надежными для захоронения РАО с долгоживущими радионуклидами?
6. Дайте краткую характеристику современного состояния с выбором площадок для захоронения ВАО и ОЯТ в глубокие геологические формации.
7. Почему мировое сообщество очень осторожно и тщательно подходит к проблеме выбора площадки для захоронения ВАО?
8. Каковы причины того, что для хранилищ и ПЗРО не разработаны в настоящее время инструменты комплексной оценки их безопасности?
9. Какие виды оценок надежности хранилищ и захоронений РАО используются в настоящее время.

Классификация РАО

1. Классификация РАО, используемая в РФ

Классификация для всех видов РАО определена ОСПОРБ-99/2010 [73], основой которой является величина МЗУА радионуклидов.

Активность минимально значимая удельная (МЗУА) – удельная активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение органов государственной санитарно-эпидемиологической службы на использование этого источника, если при этом также превышено значение МЗА.

Активность минимально значимая (МЗА) – активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение органов государственной санитарно-эпидемиологической службы на использование этих источников, если при этом также превышено значение МЗУА.

К РАО относятся не подлежащие дальнейшему использованию вещества, материалы, смеси, изделия, удельная активность техногенных радионуклидов в которых превышает МЗУА (сумма отношений удельных активностей техногенных радионуклидов к их МЗУА превышает 1 для смеси радионуклидов). Значения МЗУА приведены в приложении 4 НРБ-99/2009 [99] (например, МЗУА имеют следующие величины: тритий-3 – 10^6 , углерод-14 – 10^4 , стронций-90 – 10^2 , технеций-99 – 10^4 , цезий-137 – 10, уран-235 – 10, уран природный – 1, плутоний-239 – 1, америций-241 – 1 Бк/г).

При неизвестном радионуклидом составе отходы являются радиоактивными, если суммарная удельная активность техногенных радионуклидов в них больше:

- 100 кБк/кг – для бета-излучающих радионуклидов;
- 10 кБк/кг – для альфа-излучающих радионуклидов;
- 1,0 кБк/кг – для трансурановых радионуклидов.

При классификации РАО по агрегатному состоянию их разделяют на жидкие (ЖРО), твердые (ТРО) и газообразные (ГРО). Это

позволяет упростить формирование требований и условий при обращении с РАО на различных этапах обращения с РАО.

К ЖРО относятся не подлежащие дальнейшему использованию органические и неорганические жидкости, пульпы и шламы, в которых удельная активность техногенных радионуклидов превышает МЗУА (сумма отношений удельных активностей техногенных радионуклидов к их МЗУА превышает 1 для смеси радионуклидов).

К ТРО относятся отработавшие свой ресурс радионуклидные источники, не предназначенные для дальнейшего использования материалы, изделия, оборудование, биологические объекты, грунт, а также отвержденные ЖРО, в которых удельная активность техногенных радионуклидов превышает МЗУА (сумма отношений удельных активностей техногенных радионуклидов к их МЗУА превышает 1 для смеси радионуклидов).

Гамма-излучающие отходы неизвестного состава считаются радиоактивными, если мощность поглощенной дозы у их поверхности (на расстоянии 0,1 м) превышает 0,001 мГр/ч над фоном при соблюдении условий измерения в соответствии с утвержденными методиками [100].

ЖРО и ТРО подразделяются по удельной активности на три категории: низкоактивные (НАО), среднеактивные (САО) и высокоактивные (ВАО) (табл.1.П1). В случае, когда по приведенным в табл. П1.1 характеристикам радионуклидов РАО относятся к разным категориям, для них устанавливается наиболее высокое значение категории отходов.

К ГРО относятся не подлежащие использованию радиоактивные смеси, содержащие газы и (или) аэрозоли, образующиеся при производственных процессах, удельная активность техногенных радионуклидов в которых превышает МЗУА (сумма отношений удельных активностей техногенных радионуклидов к их МЗУА превышает 1 для смеси радионуклидов).

В любом случае критерием для принятия решения о возможном применении в хозяйственной деятельности сырья, материалов и изделий, содержащих радионуклиды, является ожидаемая индивидуальная годовая эффективная доза облучения, которая при планируемом виде их использования не должна превышать 10 мкЗв.

Таблица П1.1

Классификация ЖРО и ТРО и критерии использования твердых материалов, загрязненных радиоактивными веществами (сводная таблица)

Категория отходов	Удельная активность ТРО и ЖРО, кБк/кг (уровень поверхностного радиоактивного загрязнения, част. / (см ² ·мин))				Мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1м от поверхности, мГр/ч
	Тритий	Бета-излучающие радионуклиды	Альфа-излучающие радионуклиды (исключая ТУЭ)	Трансуранные радионуклиды	
Материалы неограниченного использования	Допустимая удельная активность для материалов, сырья, изделий (кроме продовольственного сырья, пищевой продукции, питьевой воды и кормов для животных) по табл. 3 ОСПОРБ-99/2010. Допустимая удельная активность долгоживущих радионуклидов в металлах и изделий на их основе по табл. 4 ОСПОРБ-99/2010				—
Материалы ограниченного использования	Ожидаемая индивидуальная годовая эффективная доза облучения при планируемом виде использования не будет превышать 10 мкЗв.				—
Твердые материалы очень низкой удельной активности	Удельная активность ниже порога отнесения к РАО (МЗУА), но выше чем значения, приведенные в табл. 3 ОСПОРБ-99/2010				—
НАО	От 10 ⁶ до 10 ⁷	Менее 10 ³ (от 500 до 10 ⁴)	Менее 10 ² (от 50 до 1000)	Менее 10 ¹ (от 5 до 100)	От 0,001 до 0,3
САО	От 10 ⁷ до 10 ¹¹	От 10 ³ до 10 ⁷ (от 10 ⁴ до 10 ⁷)	От 10 ² до 10 ⁶ (от 10 ³ до 10 ⁶)	От 10 ¹ до 10 ⁵ (от 10 ² до 10 ⁵)	От 0,3 до 10
ВАО	Более 10 ¹¹	Более 10 ⁷ (более 10 ⁷)	Более 10 ⁶ (более 10 ⁶)	Более 10 ⁵ (более 10 ⁵)	Более 10

Классификация РАО, принятая в России направлена прежде всего на безопасное обращение с любыми видами РАО до их захоронения.

2. Классификация РАО, рекомендованная МАГАТЭ

В 2010 г. в МАГАТЭ введена в действие классификация РАО, учитывающая опыт, полученный в последние 15 лет при проектировании и эксплуатации хранилищ РАО [101].

Характерной особенностью классификации РАО, предлагаемой МАГАТЭ, является описательный характер категорий (без обозначения категорий конкретными величинами) для того, чтобы предоставить эту возможность национальным органам по регулированию безопасности.

Классификация РАО, рекомендуемая МАГАТЭ (табл. П1.2) предназначена прежде всего для обеспечения безопасности захоронения всех видов РАО.

Таблица П1.2

Классификация РАО, рекомендуемая МАГАТЭ

Категория	Характеристика	Способ захоронения
Отходы, не подлежащие контролю	Радиоактивные вещества, которые отвечают критериям выведения из сферы регулирования, изъятия или исключения	Нет радиологических ограничений
Очень коротко-живущие РАО (ОКАО)	РАО, которые могут храниться с целью снижения активности до уровней выведения в течение ограниченного периода времени (до нескольких лет) с последующим выведением из сферы регулирования безопасности. РАО, содержащие, в основном, радионуклиды с небольшим периодом полураспада (часто используемые в исследовательских и медицинских целях)	После выведения из сферы регулирования безопасности - неконтролируемое захоронение, использование или сброс

Категория	Характеристика	Способ захоронения
Очень низко-активные РАО (ОНАО)	РАО, которые не удовлетворяют критериям выведения, но для которых не требуется высокий уровень локализации и изоляции (например, бетон, щебень, грунт и строительные материалы с очень низкой удельной активностью)	Захоронение в наземные хранилища упрощенного типа (типа полигонов)
НАО	РАО, удельная активность радионуклидов в которых выше уровней выведения, но с ограниченным количеством долгоживущих радионуклидов	Захоронение в приповерхностные хранилища на глубине до нескольких десятков метров
САО	РАО, для которых из-за наличия в них долгоживущих радионуклидов требуется более высокий уровень локализации и изоляции, чем при приповерхностном захоронении. Для некоторых РАО данной группы требуется учет их тепловыделения при хранении и захоронении. РАО, содержащие долгоживущие радионуклиды, в частности, альфа-излучающие, их потенциальная опасность сохраняется в течение длительного периода времени, превышающего срок установленной для приповерхностного захоронения длительности ведомственного контроля	Захоронение в приповерхностные хранилища на глубине от нескольких десятков метров до нескольких сотен метров

Продолжение табл.П1.2

Категория	Характеристика	Способ захоронения
ВАО	РАО, содержащие значительное количество высокоактивных радионуклидов, что приводит к значительному тепловыделению, или содержащие значительное количество долгоживущих нуклидов (ОЯТ, остеклованные РАО, полученные при переработке ОЯТ и др.)	Захоронение в стабильных глубоких геологических формациях на глубине нескольких сотен метров или более

Приложение 2

Перечень способов переработки РАО, применяемых на ПЯТЦ и комбинатах «РАДОН» [1]

Организация	Способ переработки									
	Битуми- рование	Остек- ловыва- ние	Прессо- вание, ТРО	Сжига- ние	Очистка ЖРО	Цемен- тиро- вание	Плавле- ние ТРО	Фраг- мен- тация ТРО	Дезак- тивация, ТРО	Другие способы перера- ботки
ГУП МосНПО «Радон»	ЖРО - НАО	ЖРО – НАО, САО	НАО, САО	ЖРО, ТРО - НАО	САО, НАО	ТРО, ЖРО – САО, НАО		САО, НАО		Высоко- темпер., ТРО - НАО
Ленингр. СК «Радон»	ЖРО, ТР О, САО, НАО		НАО	САО, НАО	НАО	ТРО – САО, НАО				
НИИАР				ТРО, ЖРО - НАО		ТРО - НАО				
ПО «Маяк»		ЖРО- ВАО			Ионо- обмен., мем- бран., центриф					
ФГУП «УЭХК»			НАО	ТРО - НАО			НАО	НАО	НАО	Извест- кование ЖРО

Продолжение приложения 2

Организация	Способ переработки									
	Битуми- рование	Остек- ловыва- ние	Прессо- вание, ТРО	Сжига- ние	Очистка ЖРО	Цемен- тиро- вание	Плавле- ние ТРО	Фраг- мен- тация ТРО	Дезак- тивация, ТРО	Другие способы перера- ботки
СХК					Ионооб- менный НАО			САО, ВАО		
ГХК					Ионооб- менный НАО				НАО	Извле- чение пудры ЖРО, САО, НАО
НЗХК				ТРО - НАО	Центри- фуга САО,Н АО		Металло- отходы			
ОАО «МСЗ»				ТРО - НАО					НАО	Извест- кование ЖРО
ОАО ЧМЗ»				ТРО - НАО				НАО	НАО	Извест- кование ЖРО
ФГУП ПО «ЭХЗ»				ТРО - НАО			Металло- отходы			

Концепция глубокоэшелонированной защиты (НП-016-05)

Система технических и организационных мер *применительно к ПЗРО, а также к долговременным хранилищам РАО*, в общем случае должна образовывать следующие основные уровни глубокоэшелонированной защиты.

Уровень 1. Условия размещения ПЗРО и предотвращение нарушений нормальной эксплуатации:

- оценка и выбор площадки, пригодной для размещения ПЗРО;
- установление ССЗ, а также зоны наблюдения вокруг ПЗРО;
- разработка проекта на основе консервативного подхода и с использованием свойств внутренней самозащищенности систем (элементов);
- обеспечение требуемого качества систем ПЗРО и выполняемых работ;
- эксплуатация ПЗРО в соответствии с требованиями Федеральных норм и правил, других нормативных документов и эксплуатационной документации;
- поддержание в исправном состоянии систем (элементов), важных для безопасности, путем своевременного определения дефектов, принятия профилактических мер, замены выработавшего ресурс оборудования и организации эффективно действующей системы документирования результатов работ и контроля;
- подбор и обеспечение необходимого уровня квалификации работников (персонала) для действий при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая предаварийные ситуации и аварии;
- формирование и поддержание культуры безопасности.

Уровень 2. Предотвращение проектных аварий системами нормальной эксплуатации:

- выявление отклонений от нормальной эксплуатации и их устранение;
- управление при эксплуатации с отклонениями.

Уровень 3. Предотвращение запроектных аварий системами безопасности:

- предотвращение перерастания исходных событий в проектные аварии, а проектных аварий - в запроектные с обеспечением функционирования систем безопасности согласно проекту;

- ослабление последствий аварий, которые не удалось предотвратить путем локализации радиоактивных веществ другими методами.

Уровень 4. Управление запроектными авариями:

- предотвращение развития запроектных аварий и ослабление их последствий;

- возвращение ПЗРО в контролируемое состояние, при котором прекращается СЦР и обеспечивается удержание ядерных материалов и радиоактивных веществ в установленных границах;

- возвращение ПЗРО в контролируемое состояние, при котором прекращают реакции, сопровождающиеся повышением температуры и образованием избыточных газов и удержание радиоактивных веществ и ядерных материалов в установленных границах.

Уровень 5. Противоаварийное планирование:

- подготовка и осуществление (при необходимости) планов противоаварийных мероприятий на ОЯТЦ и за его пределами.

Ряды распада радионуклидов урана-238 и урана-235 [7], [8]

Уран-238 (α , $4,51 \cdot 10^9$ лет);

Торий-234 (β , 24,1 сут);

Уран-234 (α , $2,47 \cdot 10^5$ лет);

Торий-230 (α , $7,7 \cdot 10^4$ лет);

Радий-226 (α , 1600 лет);

Родон-222 (α , 3,8 сут);

Полоний-218 (α , 3 мин);

Свинец-214 (β , 26,8 мин);

Висмут-214 (β , 19,9 мин);

Полоний-214 (α , $1,64 \cdot 10^{-4}$ с);

Свинец-210 (β , 22,3 года);

Висмут-210 (β , 5 суток);

Полоний-210 (α , 138 сут);

Свинец-206 (стабильный).

Уран-235 (α , $7,13 \cdot 10^8$ лет);

Торий-231 (β , 25,6 ч);

Протактиний-231 (α , $3,25 \cdot 10^4$ лет);

Актиний-227 (β , 22 года);

Торий-227 (α , 18,7 сут);

Радий-223 (α , 11,7 сут);

Радон-219 (α , 3,92 с);

Полоний-215 (α , $1,83 \cdot 10^{-3}$ с);

Свинец-211 (β , 36,1 мин);

Висмут-211 (α , 2,16 мин);

Талий-207 (β , 4,77 мин);

Свинец-207 (стабильный).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Национальный доклад Российской Федерации о выполнении обязательств, вытекающих из Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. М., 2008.
2. Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ от 21 ноября 1995.
3. Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Вена: МАГАТЭ, INFCIRC/546, 1997.
4. Концепция Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». (Распоряжение Правительства РФ от 19 апреля 2007 г. № 484-р) и Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (утверждена постановлением Правительства РФ от 13 июня 2007 г. № 444).
5. Лебедев В.М. Ядерный топливный цикл (технологии, безопасность, экономика). М.: Энергоатомиздат, 2005.
6. Глубинное захоронение жидких радиоактивных отходов / А.И. Рыбальченко, М.К. Пименов, П.П. Костин и др. М.: ИздАТ, 1994.
7. Никифоров А.С., Куличенко В.В., Жихарев М.И. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1985.
8. Корнилов А.Н., Рябчиков С.Г. Отходы уранодобывающей промышленности. М.: Энергоатомиздат, 1992.
9. Шишиц И.Ю. Основы инженерной георадиоэкологии. Учебное пособие. М.: Мир горной книги, 2005.
10. Кузовлев Г.М. Специальные гидротехнические сооружения на атомных предприятиях. М.: Атомиздат, 1973.
11. Шишиц И.Ю. Комплексное прогнозирование оценок безопасности при захоронении радиоактивных отходов. Учебное пособие. М.: Мир горной книги, 2006.
12. Скачек М.А. Обращение с отработавшим топливом и радиоактивными отходами АЭС Учебное пособие. М.: Изд. Дом МЭИ, 2007.

13. ВВЭР-1000: Физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность / А.М. Афров, С.А. Андрушечко, В.Ф. Украинцев и др. М.: Логос, 2006.

14. Шарафутдинов Р.Б. Некоторые аспекты системного подхода к нормативному регулированию безопасности при обращении с радиоактивными отходами // Вестник Госатомнадзора России. 2002. №1(20). С. 19-32.

15. Создание первой советской ядерной бомбы /Под ред. В.Н. Михайлова. М.: Энергоатомиздат, 1995.

16. Макхиджани А., Фьорованти М. Экологическая очистка свалок холодной войны // Энергетика и безопасность. 1999. №8. (Издание IEER).

17. Принципы обращения с радиоактивными отходами. Серия изданий по безопасности. Основы безопасности. МАГАТЭ. Серия изданий по безопасности № 111-F. МАГАТЭ. Вена, 1996.

18. Булатов В., Жидкие радиоактивные отходы в России: проблемы без конца // Энергетика и безопасность. 1999. №10. (Бюллетень института исследований энергетики и окружающей среды (IEER), США). Изд. СО РАН, г. Новосибирск, 1999.

19. НП-058-04. Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения. Ростехнадзор, 2004.

20. НП-055-04. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности. Ростехнадзор, 2004.

21. НП-069-06. Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности. Ростехнадзор, 2006.

22. ГОСТ Р 52037-2003. Могильники приповерхностные для захоронения радиоактивных отходов. Общие требования. 2003.

23. Подход к оценке безопасности способов обращения с жидкими радиоактивными отходами предприятий ЯТЦ / С.А. Кабакчи, О.М. Ковалевич, Р.Б. Шарафутдинов и др. // Атомная энергия. Т.92. Вып.3. Март 2002. С. 204-212.

24. НП-016-05. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла. Ростехнадзор, 2005.

25. Sources Contributing to Radioactive Contamination of the Techa River and Areas Surrounding the 'MAYAK' Production Association, Urals, Russia, Joint Norwegian-Russian Expert Group for Investigation of Radioactive Contamination in the Northern Areas, October 1997.

26. Химический и фазовый состав радиоактивной пульпы в емкостях-хранилищах / В.М. Ермолаев, Е.В. Захарова, Ю.А. Ревенко и др. // Атомная энергия. Т.83. Вып.5. Ноябрь 1997 г. С. 344-348.

27. Химическое моделирование хранения радиоактивной пульпы в емкостях / В.М. Ермолаев, Е.В. Захарова, Ю.А. Ревенко, Ю.П. Сорокин, Э.М. Костин // Атомная энергия. Т.83. Вып.5. Ноябрь 1997. С 348-360.

28. Дьяков А. Переработка ОЯТ в России: состояние и перспективы // Энергетика и безопасность. №2. 1998. (Бюллетень института исследований энергетики и окружающей среды (IEER), США.) Изд. СО РАН, г. Новосибирск, 1998.

29. Переработка отработавшего ядерного топлива АЭС и жидких радиоактивных отходов на ПО «Маяк» / Ю.В. Глаголенко, Е.Г. Дзекун, Г.М. Медведев и др. // Атомная энергия. Т.83. Вып.6. Декабрь 1997. С. 446-452.

30. Внуков В.С., Сичкарук О.В., Чкуасели Л.И. Ядерная безопасность при обращении с радиоактивными отходами, содержащими делящиеся материалы // Атомная энергия. Т.88. Вып.5. Май 2000. С. 362-370.

31. НП-020-2000. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование ТРО. Требование безопасности. Госатомнадзор России, 2000.

32. НП-019-2000. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование ЖРО. Требования безопасности. Госатомнадзор России, 2000.

33. Кабакчи С.А., Путилов А.В., Назин Е.Р. Анализ данных и физико-химическое моделирование радиационной аварии на Южном Урале в 1957 г. // Атомная энергия. Т.78. Вып.1. Январь 1995. С. 46-50.

34. Гипотетические аварии хранилищ высокоактивных жидких радиоактивных отходов и пульпы / С.А. Кабакчи, В.А. Загайнов, А.А. Лушников и др. // Атомная энергия. Т.76. Вып.5. Май 1994. С. 444-452.

35. Принципы подбора матриц для включения высокоактивных отходов / Н.С. Бабаев, А.В. Очкин, Ю.В. Глаголенко и др. // Атомная энергия. Т.94. Вып.5. Май 2003. С. 353-362.

36. Свинцев Ю.В. Удаление радиоактивных отходов с мыса АГ и оценка их радиационного воздействия на население // Атомная техника за рубежом. 2001. №12. С.11.

37. Ершов В.В., Ровный С.И. Ядерный топливный цикл во Франции // Атомная техника за рубежом. 2000. №9. С. 3-10.

38. Маунг-Джан Сонг. Остеклованные отходы // Атомная техника за рубежом. 2003. №10. С. 14-18.

39. Высокоактивный синтез металлокерамических матриц для иммобилизации высокоактивных отходов / И.Ю. Пашков, А.В. Сенин, В.В. Дроздов и др. // Атомная энергия. Т.83. Вып.6. Декабрь 1997. С. 437-445.

40. Опыт эксплуатации керамического плавителя ЭП-500/1Р по остекловыванию жидких высокоактивных отходов / А.С. Поляков, Г.Б. Борисов, Н.И. Моисеенко и др. // Атомная энергия. Т.76. Вып.3. Март 1994. С. 183-188.

41. О регулировании безопасности при обращении с жидкими радиоактивными отходами, накопленными в водоемах-хранилищах ПО «Маяк», Сибирского химического комбината и Горнохимического комбината / Ю.Г. Вишневский, Н.С. Пронкин, Р.Б. Шарафутдинов и др. // Вестник Госатомнадзора России. 2002. №3. С. 3-12.

42. Реабилитация территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению / Е.Г. Дрожко, Ю.Г. Мокров (ФГУП ПО «Маяк»), В.М. Кондаков (ФГУП СХК), Ю.А. Ревенко (ФГУП ГХК) // Сборник докладов «Экология ядерной отрасли», Вторая научно-техническая экологическая конференция. М., 06.06.2001. С. 79-86.

43. Регулирование безопасности в водоемах-хранилищах РАО (Тезисы доклада) / А. Кислов, Р. Шарафутдинов, Н. Пронкин и др. // Ядерное общество. 2002. №4-5. С. 22-24.

44. Подход к оценке безопасности способов обращения с жидкими радиоактивными отходами предприятий ЯТЦ / С.А. Кабакчи, О.М. Ковалевич, Р.Б. Шарафутдинов и др. // Атомная энергия. 2003. Т.93. Вып.3. С. 204-212.

45. Система обращения с низкоактивными жидкими отходами ПО «Маяк» – текущая ситуация и основные направления развития / С.И. Глаголенко, С.И. Ровный, Г.М. Медведев и др. // Вопросы радиационной безопасности. 2003. №1. С. 20-26.

46. Классификация водоемов-хранилищ жидких радиоактивных отходов по опасности / Н.С. Пронкин, Р.Б. Шарафутдинов, О.М. Ковалевич и др. // Атомная энергия. 2003. Т.96. Вып.6. С. 449-457.

47. Improvement of the Safety Regulations in the Management of Radioactive Waste Accumulated in the Liquid Radioactive Waste Water Basins of the PO "MAJAK", The Siberian Chemical Plant (Seversk) and Mining-Chemical Plant (Zheleznogorsk) (Y.G. Vishnevski, A.I. Kislov, V.M. Irushkin, N.S. Pronkin, R.B. Charafoutdinov and etc.)– IAEA-CN-93, International Conference in Safe Decommissioning for Nuclear Activities, 14-18 October 2002, Berlin, Germany.

48. Особенности формирования радиоактивного загрязнения р. Теча / Ю.В. Глаголенко, Е.Г. Дрожко, Ю.Г. Мокров и др. // Вопросы радиационной безопасности. 2007. №2. С. 27-36.

49. Иванов И.А., Постовалова Г.А., Дрожко Е.Г. Миграция урана и трансурановых элементов в подземных водах района размещения открытого хранилища жидких радиоактивных отходов оз. Карачай // Вопросы радиационной безопасности. 2005. №1. С. 23-34.

50. Современное состояние и обеспечение вывода из эксплуатации водоемов-хранилищ жидких среднеактивных отходов озера Карачай и хранилища Старое болото / Ю.В. Глаголенко, Е.Г. Дрожко, Ю.Г. Мокров и др. // Вопросы радиационной техники. 2003. №1. С. 14-19.

51. Результаты комплексного обследования водоема В-9 в 2002 г. / Е.Г. Дрожко, П.М. Стукалов, И.А. Иванов и др. // Вопросы радиационной безопасности. 2004. №1. 33-43.

52. Итоги многолетних радиоэкологических исследований реки Теча / А.В. Трапезников, И.В. Молчанова, Е.Н. Караваева и др. // Вопросы радиационной безопасности. 2007. №3. С. 36-49.

53. Обоснование перспективных технических решений по очистке воды Теченского каскада водоемов / О.М. Слюнчев, П.В. Козлов, С.И. Ровный и др. // Вопросы радиационной безопасности. 2007. №2. С. 14-26.

54. ВСП КХРО-96. Временные санитарные правила консервации поверхностных хранилищ жидких радиоактивных отходов сибирского химического комбината. М., 1996.

55. Глинка Н.Л. Общая химия. Л.: Химия, 1984.

56. МУ ЭКГХ 2003. Методические указания по эксплуатации и консервации глубоких хранилищ жидких радиоактивных и химических отходов предприятий атомной промышленности. Минатом России, 2003.

57. СП и ТУ ЭКХ-93. Санитарные правила и технические условия эксплуатации и консервации глубоких хранилищ жидких радиоактивных и химических отходов предприятий ядерно-топливного цикла. Минатом России, 1995.

58. Федеральный закон «О недрах» № 20-ФЗ от 2 января 2000 г.

59. Обращение с радиоактивными отходами, образующимися при добыче и переработке урановых и ториевых руд. Серия по безопасности МАГАТЭ № 85. WS-G-1.2. Вена, 1989.

60. СП ЛКП-91. Санитарные правила ликвидации, консервации и перепрофилирования предприятий по добыче и переработке радиоактивных руд. Министерство здравоохранения СССР. Минатомэнергопром СССР, 1991 (№ 6028-91 от 29.10.91).

61. Обручников А.В., Пронкин Н.С., Шарафутдинов Р.Б. Прогнозирование факторов риска от хвостохранилищ предприятий по производству ядерного топлива. В сборнике: Научно-практическая конференция «Проблемы прогнозирования чрезвычайных ситуаций». М., 2002.

62. Мосинец В.Н. Радиационно-экологические проблемы добычи и переработки урановых руд. Обзор. М., 1993. Минатом России, ВНИПИпромтехнологии.

63. Котенко Е.А., Мосинец В.Н. Радиационно-экологические проблемы добычи и переработки урановых руд // Горный журнал. №7. 1995. С. 32-34.

64. Россман Г.И., Петров Н.П., Самсонов Б.Г. Экологическая оценка рудных месторождений. Методические рекомендации. Сборник: «Минеральное сырье» №8. 1977. (Минприроды РФ, ВНИИМС им. Н.М. Федоровского).

65. Кротов В.В., Котенко Е.А., Солодов А.М. Проект «Висмут». Опыт радиационно-экологической реабилитации районов добычи и переработки урановых руд Германии // Горный вестник. 1996. №3. С. 68-76.

66. Материалы семинара S 97, организованного GRS (Германия), г. Шлема 16-20 сентября 2002г. (WISMUT. Bericht uber 10 Jahre Umweltuberwachung und Sanierungstatigkeit an den Standorten der Wismut GmbH in den Freistaaten Sachsen und Thuringen, 2001).

67. Юрьев Ю.В. Реабилитация загрязненных территорий вблизи урановых шахт // Атомная техника за рубежом. 2002. № 3. С. 3-6.

68. ГОСТ Р 50996-96. Сбор, хранение, переработка и захоронение радиоактивных отходов. Термины и определения. Госстандарт России, М., 1996.

69. ГОСТ Р 52037-2003. Могильники приповерхностные для захоронения радиоактивных отходов. Общие требования, 2003.

70. РБ-023-02. Рекомендации по установлению критериев приемлемости кондиционированных РАО для их хранения и захоронения. Госатомнадзор России, 2002.

71. Долгосрочный прогноз миграции радионуклидов из хранилища твердых радиоактивных отходов Сибирского химического комбината / Р.Б. Шарафутдинов, А.В. Талицкая, Ю.В. Рунова и др. // Атомная энергия. Т.103. Вып.2, август 2007. С. 134-136.

72. Этапы большого пути. Барьер безопасности № 2. М., весна, 2004. С. 6-64 (Серия статей, посвященная созданию в 1960 г. комбината Мос НПО «Радон»).

73. ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности, СП2.6.1.2612-10 (утв. постановлением Главного санитарного врача РФ от 26.04.2010 №40).

74. Шульга Н.А. Обращение с различными типами радиоактивных отходов // Атомная техника за рубежом. 2002. №8. С. 3-10.

75. Дж. Лампард, К. Халлис. Переплавка радиоактивного металлолома. // Атомная техника за рубежом. 2007. №3. С. 27-30.

76. Жак Ф. Современное состояние проблемы размещения радиоактивных отходов во Франции // Атомная техника за рубежом. 2003. №11. С. 29-34.

77. Нитта Т. Внедрение в Японии установки для измерения клиренса // Атомная техника за рубежом. 2007. №9. С. 30-32.

78. Остекловывание имитатора отходов завода в Саванна-Ривере (США) с высоким содержанием железа и алюминия на стендовой и промышленной установке с холодным тиглем / А.П. Кобелев, С.В. Стефановский и др. // Атомная энергия. Т.104. Вып. 5, май 2008.

79. Елагин Ю.П. Менеджмент радиоактивных отходов // Атомная техника за рубежом. 2000. №3. С. 3-12.

80. Кондиционирование радиоактивных отходов путем включения в керамические матрицы на основе глины / А.С. Алой, Б.С. Кузнецов, Ю.В. Кузнецов и др. // Атомная энергия. 1995. Т.78. Вып.5. С. 305-311.

81. Длительное хранение и транспортирование отработавшего ядерного топлива / Ю.В. Козлов, В.Д. Сафутин, Н.С. Тихонов и др. // Атомная энергия. Т.89. Вып.4. Октябрь 2000. С.273.

82. Талицкая А.В. Исследования, связанные с захоронением радиоактивных отходов в глубокие геологические формации (на примере лаборатории Гримзель, Швейцария) // Ядерная и радиационная безопасность. 2008. №1(40). С. 12-15.

83. Шульга Н.А. Разработка и реализация технологий окончательного захоронения высокоактивных и долгоживущих отходов. Ч.2. Современное состояние в странах Европы // Атомная техника за рубежом. 2005. №5. С. 3-14.

84. Девис М.Б. Глубинное подземное хранилище во Франции? // Энергетика и Безопасность. 1999. №10. (Бюллетень института исследований энергетики и окружающей среды (IEER), США.) Изд.СО РАН, г. Новосибирск, 1998.

85. Семинар по методологии оценки безопасности приповерхностных хранилищ для захоронения радиоактивных отходов. Стокгольм 14-22 сентября 1998. (In cooperation with Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. and Kemakta Consultants Co.).

86. Берхаут Ф. Репроцессинг и окружающая среда // Энергетика и Безопасность. 1998. №2. (Бюллетень института исследований энергетики и окружающей среды (IEER), США.) Изд.СО РАН, г. Новосибирск, 1998.

87. Кочкин Б.Т. Геоэкологический подход к выбору района для захоронения радиоактивных отходов. М.: Наука, 2005.

88. Соколова И.Д., Шульга Н.А. Проект национального хранилища в Юкка-Маунтин для захоронения облученного ядерного топлива и высокоактивных отходов в США // Атомная техника за рубежом. 2006. №10. С. 3-12.

89. Разработки НПО «Радиевый институт» в области обращения с радиоактивными отходами ЯТЦ / А.А. Римский-Корсаков, В.Н. Романовский, Р.И. Любцев и др. // Атомная энергия. Т.89. Вып.4. Октябрь 2000. С. 293-314.

90. Полуэктов П.П. Мирный атом общими усилиями. Международные хранилища могут стать первым воплощением многосторонних подходов // Барьер безопасности. 2005. № 3-4. С.10-13.

91. Лаверов Н.П. Геологические хранилища для отработавшего ядерного топлива // Барьер безопасности. № 3-4. 2005. С.14-16.

92. Обращение с отработавшим ядерным топливом / М.И. Соломин, А.Г. Иолтуховский, А.С. Поляков и др. // Атомная энергия. Т.89. Вып.4. Октябрь 2000. С. 270-284.

93. Принципы подбора матриц для включения высокоактивных отходов / Н.С. Бабаев, А.В. Очкин, Ю.В. Глаголенко и др. // Атомная энергия. Т.94. Вып.5. Май 2003. С. 353-361.

94. Синтез и исследование свойств базальтоподобной и монацитово-й керамики как матрицы для иммобилизации фракции РЗЭ+ТУЭ и Zr из жидких радиоактивных отходов / В.Г. Борисов, З.С. Борисова, Ю.Ю. Волчок и др. // Вопросы радиационной безопасности. 2005. №3. С. 3-9.

95. Исаев А.Н. Обобщенные принципы безопасности // Атомная техника за рубежом. 2007. № 4. 3-9 с.

96. Гордон Б.Г. Идеология безопасности. Труды НТЦ. М., 2006. 236 с.

97. НП-047-06. Положение о порядке учета и расследования нарушений в работе объектов ядерного топливного цикла. Ростехнадзор, 2006.

98. Заручевская Г.П., Носова Л.М., Седов В.М. Безопасность приповерхностного захоронения радиоактивных отходов // Атомная энергия. Т.70. Вып.5. Май 1991. С. 314-318.

99. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы, СанПиН 2.6.1.2523-09 (утв. постановлением Главного санитарного врача РФ от 7 июля 2009 № 47).

100. СПОРО-2002. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами. Минздрав России, 2001, (СП 2.6.6.1168-02).

101. Classification of Radioactive Waste, GSG-1, Safety Series No. DS 390 IAEA. Vienna: IAEA, 2010.

102. Пронь И.А. Экологически безопасная концепция обращения с накопленными текущими отходами ФГУП «ПО Маяк». Предпосылки и пути реализации // Вопросы радиационной безопасности. 2009. №4. С.28-35.

103. Мокров Ю.Г., Антонов Т.А., Антропова Е.В. Вероятностный прогноз изменения уровня воды в В-11 ТКВ при различных режимах эксплуатации водопонизительных систем // Вопросы радиационной безопасности. 2009. №1. С. 23-34.

104. Слюнчев О.М., Кичин В.А., Стариков Е.Н. Разработка и опытно-промышленные испытания технологии очистки ЖРАО

низкого уровня активности // Вопросы радиационной безопасности. 2010. №4.

105. Зубков А.А., Рыбалченко А.И., Глинский М.Л., Размещение жидких радиоактивных отходов в глубокозалегающих пластах-коллекторах // Безопасность окружающей среды. 2008. №3. С 93-97.

106. О ранжировании хранилищ твердых радиоактивных отходов предприятий ядерного топливного цикла по потенциальной опасности / Р.Б. Шарафутдинов, Л.А. Кузнецов, В.А. Денисов и др. // Ядерная и радиационная безопасность. 2010. №1(55). С.10-35.

107. Обращение с низкоактивными отходами на Сибирском химическом комбинате / А.С. Козырев, А.С. Рябов, В.Г. Балахонов и др. // Атомная энергия. 2007. Т. 103. Вып.2. Август 2007. С.112-115.

108. Обоснование радиохимических характеристик жидких радиоактивных отходов, определяющих безопасный режим эксплуатации глубинных хранилищ / И.М. Косырев, М.К. Савушкина, Ю.М. Волин и др. // Атомная энергия. Т.94. Вып.5. Май 2003. С.374-383.

УКАЗАТЕЛЬ СОКРАЩЕНИЙ

АЭС	– атомная электростанция
АЭХК	– ОАО «Ангарский электролизный химический комбинат»
ВАО	– высокоактивные отходы
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ГРО	– газообразные радиоактивные отходы
ГКХ	ОАО «Горнохимический комбинат»
ГМЗ	– ГУП «Гидрометаллургический завод»
ДВС	– допустимые выбросы (сбросы)
ДГЖ	– долгоживущие
ДОА _{нас.}	– допустимая объемная активность для населения
ДОА _{перс.}	– допустимая объемная активность для персонала
ЖРО	– жидкие радиоактивные отходы
ИАЭ	– использования атомной энергии
КЧХК	– ОАО «Кирово-Чепецкий химический комбинат»
МАГАТЭ	– Международное агентство по использованию атомной энергии
МКРЗ	– Международная комиссия по радиологической защите
МЗА	– минимально-значимая активность
МЗУА	– минимально-значимая удельная активность
МСЗ	– ОАО "Машиностроительный завод"
НАО	– низкоактивные отходы
НЗХК	– ОАО «Новосибирский завод химических концентратов»
НИИАР	– ГНЦ РФ Научно-исследовательский институт атомных реакторов им. В.И. Ленина
НТЦ ЯРБ	– Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности
ОАО	– Открытое акционерное общество
ОВУА	– отходы высокой удельной активности
ОКАО	– очень короткоживущие отходы
ОНАО	– очень низкоактивные отходы
ОНУА	– отходы низкой удельной активности
ООНУА	– отходы очень низкой удельной активности

ОСУА	– отходы средней удельной активности
ООБ	– отчет по обоснованию безопасности
ОЯТ	– отработавшее ядерное топливо
ОЯТЦ	– объект ядерного топливного цикла
ПБЭ	– пределы безопасной эксплуатации
ПГЗ	– полигон глубинного захоронения
ПДК	– предельно-допустимая концентрация
ПДП	– предельно-допустимое поступление с воздухом
ПЗРО	– пункт захоронения РАО
ППЗРО	– приповерхностный пункт захоронения РАО
ПО	– ОАО «Производственное объединение «Маяк»
«Маяк»	
ППГХО	– ОАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение»
ПЯТЦ	– предприятие ядерного топливного цикла
РАО	– радиоактивные отходы
РВ	– радиоактивное вещество
РМ	– радиоактивные материалы
РХП	– радиохимическое производство
РФ	– Российская Федерация
САО	– среднеактивные отходы
СХК	– ОАО «Сибирский химический комбинат»
СЦР	– самоподдерживающаяся ядерная цепная реакция
ХТРО	– хранилища твердых РАО
ЧМЗ	– ОАО «Чепецкий механический завод»
ТКВ	– Теченский каскад водоемов
ТУЭ	– трансурановые элементы
ТРО	– твердые радиоактивные отходы
УБЭ	– условия безопасной эксплуатации
УВ	– уровень вмешательства
УЭХК	– ОАО «Уральский электрохимический комбинат»
ЭХК	– ОАО «Электрохимический завод»
ФЗ	– Федеральный закон
ФНП	– федеральные нормы и правила
ФЭИ	– ГНЦ РФ Физико-энергетический институт
ЯМ	– ядерный материал