

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Федеральное государственное автономное образовательное
учреждение высшего образования
«СЕВАСТОПОЛЬСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ»

ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ И ПРОМЫШЛЕННОСТИ

В.А. Ерофеев, Н.И. Черкашина

**ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ
О Б Р А Щ Е Н И Я
С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ**

Учебное пособие
по изучению дисциплины
для студентов очного обучения

Севастополь
СевГУ
2018

УДК 621.039.7:504.055
ББК 31.4
Е 78

Р е ц е н з е н т ы:
В.А. Бржезинский - д.т.н., профессор
Л.И. Лукина - к.х.н., доцент

Ерофеев В.А.

Е 78 Экологические основы обращения с радиоактивными отходами: учеб. пособие по изучению дисциплины для студентов очного обучения / В.А. Ерофеев, Н.И. Черкашина. – Севастополь: СевГУ, 2018. - 299 с.

Приведены основные источники образования радиоактивных отходов, их характеристика и классификация. Рассмотрены принципы и этапы в организации обращения с РАО, влияние на окружающую среду, основные методы и способы переработки и захоронения РАО. Показана организация радиационной безопасности персонала и окружающей среды при обращении с РАО, приведена схема и организация радиоэкологического мониторинга.

Учебник предназначен для подготовки студентов технических учебных заведений, изучающих основы обращения с радиоактивными отходами специализации «Радиоэкология».

Материалы, изложенные в учебном пособии, могут быть полезными для инженерно-технического персонала предприятий и проектных организаций ядерно-топливного цикла.

УДК 621.039.7:504.055
ББК 31.4

Рекомендовано к изданию в качестве учебного пособия на заседании кафедры «Химическая инженерия и дозиметрия», протокол № 7 от 11 февраля 2016 г.

© ФГАОУ ВО «Севастопольский
государственный университет», 2018

ОГЛАВЛЕНИЕ

Условные обозначения	6
Введение	8
Глава 1. Общие положения и теоретические основы обращения с РАО	11
1.1. Основные термины и определения	11
1.2. Существующая законодательная и нормативно-правовая база	12
1.3. Принципы, этапы и организация обращения с радиоактивными отходами	13
1.3.1 Основы концептуальных принципов обращения с РАО	13
1.3.2 Цели обращения с радиоактивными отходами	15
1.3.3 Принципы обращения с радиоактивными отходами	15
1.3.4 Основные этапы обращения с радиоактивными отходами	18
1.3.5 Организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами	20
1.4 Учет радиоактивных отходов	23
1.5 Нормативно-правовая база деятельности по обращению с РАО и система государственного регулирования радиоактивных веществ и радиоактивных отходов	27
1.5.1 Нормативные правовые акты, регламентирующие деятельность по обращению с РАО	27
1.5.2 Требования основных нормативно правовых актов по обращению с РАО	29
Глава 2. Источники образования радиоактивных отходов	38
2.1 Радиоактивные отходы АЭС и предприятия ЯТЦ	39
2.2 Радиоактивные отходы в других отраслях промышленности и научных учреждений	41
2.3 Радиоактивные отходы Чернобыльского происхождения	42
2.3.1 Радиоактивные отходы объекта «Укрытие»	42
2.3.2 Радиоактивные отходы в зоне отчуждения ЧАЭС	46
2.3.3 Радиоактивные отходы вне зоны отчуждения ЧАЭС	48
Глава 3. Классификация радиоактивных отходов	48
3.1 Классификация и характеристика радиоактивных отходов	48
3.2. Общие требования к обращению с РАО	58
Глава 4. Технологии переработки радиоактивных отходов	61
4.1. Основные методы и способы переработки жидких радиоактивных отходов среднего и низкого уровня активности. Критерии выбора метода	61
4.1.1 Соосаждение	66
4.1.2 Электродиализ, обратный осмос и ультрафильтрация	69
4.1.3 Ионный обмен	73
4.1.4 Термические методы	77
4.2 Методы отверждения жидких радиоактивных отходов	80
4.2.1 Цементирование	81
4.2.2 Битумирование	82
4.2.3 Включение РАО в стеклообразные материалы и керамическую матрицу	84
4.3 Остекловывание радиоактивных отходов	94
4.4 Очистка газоаэрозольных выбросов	99
4.5 Свойства отвержденных радиоактивных отходов	102
4.5.1 Водостойкость отвержденных отходов и механизм выщелачивания радионуклидов	102
4.5.2 Выщелачивание радионуклидов из неорганических материалов	104
4.5.3 Стойкость битумированных продуктов к выщелачиванию водой	106
4.5.4 Термическая стойкость отвержденных отходов	106

4.5.5 Влияние ионизирующих излучений на свойства отвержденных отходов	109
4.5.6 Теплофизические свойства отвержденных отходов и условия отвода тепла	111
Глава 5. Твердые радиоактивные отходы	112
5.1. Источники образования и характеристика твердых отходов	112
5.2. Классификация твердых радиоактивных отходов	116
5.3. Способы и методы переработки и концентрирования ТРО	120
5.3.1 Предварительная переработка и компактирование	120
5.3.2 Сжигание и плавление ТРО	123
5.3.3 Обращение с радиоактивными металлическими отходами	131
5.3.4 Дезактивация радиоактивных металлических отходов	138
5.4. Сбор, временное хранение, транспортировка и захоронение ТРО	141
5.4.1 Сбор и временное хранение ТРО	141
Глава 6. Хранение и захоронение радиоактивных отходов	142
6.1. Общие положения	142
6.2. Хранение радиоактивных отходов	142
6.2.1 Буферное хранение неперерабатываемых отходов	142
6.2.2 Хранилища выдержки	143
6.2.3 Промежуточное хранение	145
6.2.4 Проектные особенности промежуточного хранилища	146
6.3. Захоронение радиоактивных отходов	149
6.3.1 Приповерхностное захоронение РАО	149
6.3.2 Захоронение РАО в стабильных геологических формациях	155
6.3.3 Захоронение на дне океана	160
6.3.4 Окончательное захоронение в соляных отложениях	161
6.3.5 Захоронение отходов в Антарктиде	161
6.3.6 Зарубежные исследования и проекты захоронения РАО	162
6.4. Основные концепции хранилищ радиоактивных отходов	165
6.5. Контейнеризация и транспортирование РАО	170
6.5.1 Общие требования к контейнеризации и транспортировке ТРО	170
6.5.2 Контейнеризация РАО	171
6.5.3 Транспортирование радиоактивных отходов	173
6.5.4 Обращение с радиоактивными металлическими отходами	175
6.6. Система государственного учета и контроля РВ и РАО	178
6.6.1 Нормативно-правовая база системы государственного учета и контроля РВ и РАО	178
6.6.2 Структура системы государственного учета и контроля РВ и РАО	178
6.7. Критерии приемлемости кондиционированных РАО для их хранения и захоронения	183
6.7.1 Назначение и область применения	183
6.7.2 Общие положения и рекомендации	183
6.7.3 Критерии приемлемости кондиционированных радиоактивных отходов	185
6.7.4 Контроль качества кондиционированных радиоактивных отходов	189
6.7.5 Документация на упаковки радиоактивных отходов, направляемых на хранение и захоронение	192
Глава 7. Радиационная безопасность и охрана окружающей среды при обращении с РАО	193
7.1. Основные принципы радиационной безопасности при обращении с РАО	193
7.2. Обеспечение радиационной безопасности при обращении с радиоактивными отходами	205
7.2.1 Радиационный контроль при переработке отходов	205

7.2.2 Организация радиационного контроля при обращении с РАО	208
7.2.3 Радиационный контроль окружающей среды при обращении с РАО	212
7.3. Обеспечение радиационной безопасности в период эксплуатации (заполнения) хранилищ	213
7.3.1 Безопасность технологических процессов	213
7.3.2 Оценка воздействия выбросов в атмосферу радионуклидов в процессе переработки РАО	214
7.3.3 Компьютерный метод оценки риска и последствий аварий	215
7.4. Оценка влияния хранилища РАО на население и окружающую среду в после эксплуатационный период	216
7.4.1 Состав работ по консервации хранилища	216
7.4.2 Обеспечение радиационной безопасности при перезахоронении РАО	219
Глава 8. Обращение с радиоактивными отходами и проблемы экологии	220
8.1. Экологические принципы обращения с РАО	220
8.2. Современные проблемы обращения с РАО	220
8.3. Экологическое решение проблемы РАО	222
8.4. Охрана окружающей среды при переработке и хранении РАО	224
8.5. Радиоэкологический мониторинг при обращении с РАО	232
Глава 9. Эколого-экономические аспекты обращения с РАО	242
Глава 10. Система обращения с РАО составная часть единого комплекса природоохранных мероприятий	253
10.1. Основные элементы и структура системы обращения с РАО	253
10.2. Минимизация отходов как структурный элемент обращения с РАО	259
10.2.1. Основные принципы минимизации радиоактивных отходов	260
10.2.2. Контроль образования отходов	260
10.2.3. Предотвращение распространения загрязнений	260
10.2.4. Рецикл и повторное использование материалов	261
10.2.5. Снижение объемов радиоактивных отходов	261
10.2.6. Практическое выполнение установленных принципов минимизации радиоактивных отходов	261
10.2.7. Эксплуатационная культура	262
10.2.8. Административный контроль и управленческая инициатива	262
10.2.9. Технические факторы, влияющие на минимизацию отходов	264
Глава 11. Выбор технологий и качество при обращении с радиоактивными отходами	264
11.1 Общий подход при выборе технологий обращения с РАО	264
11.2 Качество при обращении с радиоактивными отходами	269
11.3 Международное сотрудничество в сфере безопасности и системы качества при обращении с РАО	279
Глава 12. Альтернативные концепции изоляции радиоактивных отходов	283
12.1 Захоронение РАО подводными лавинами	284
12.2 Дезинтеграция РАО подземным ядерным взрывом	286
12.3 Космическая изоляция РАО	288
12.4 Самозахоронение высокоактивных РАО	291
12.5 Научно-исследовательские и опытно-конструкторские направления работы для разработки альтернативных технологий обращения с РАО	293
Заключение	295
Литература	297

УСЛОВНЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ

АЭС – атомная электрическая станция

АЭУ – атомная энергетическая установка

а.з. – активная зона

ALARA – принцип (as low as reasonably achievable) «так мало, насколько это разумно достижимо»

АЯР – администрация ядерного регулирования

БК – бассейн выдержки кассет

ББЗ – бак биологической защиты

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор

БВТК – бассейн выдержки технологических каналов

ВАО – высокоактивные отходы

ЕГС РАО – единая государственная система обращения с радиоактивными отходами

ГСП – государственное специализированное предприятие

ГЦН – главный циркуляционный насос

ГРО – газообразные радиоактивные отходы

ДЖ ВАО – долгоживущие высокоактивные отходы

ДЖ САО – долгоживущие среднеактивные отходы

ЖРО – жидкие радиоактивные отходы

ИИИ – источники ионизирующих излучений

ИРГ – инертные радиоактивные газы

МАГАТЭ – Международное агенство по атомной энергетике

МЗУА – минимально значимая удельная активность

МКРЗ – Международная комиссия по радиационной защите

НАО – низкоактивные отходы

НИФ – намывной ионитовый фильтр

НМФ – намывной механический фильтр

ОНАО – очень низкоактивные отходы

ОТВС – отработанная тепловыделяющая сборка

ОЯТ – отработанное ядерное топливо

ПАВ – поверхностно-активные вещества

ПВЛРО – пункт временной локализации радиоактивных отходов

ПЗРО – пункт захоронения радиоактивных отходов

ПСОД – пункт сбора отходов дезактивации

ПуСО – пункт специальной обработки техники

РАО – радиоактивные отходы

РЗЭ – редкоземельные элементы

РБМК – реактор большой мощности канальный

РЗ – радиационная защита

РН – радионуклиды

САО – среднеактивные отходы

СВО – спецводоочистка

СМАК – сырьевой материал атомного комплекса

СГУК РВ и РАО – система государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов

ТВС – тепловыделяющая сборка

ТРО – твердые радиоактивные отходы

ТСМ – топливосодержащие массы

ТУК – транспортный упаковочный комплект

ТУЭ – трансурановые элементы

ФСД – фильтр смешанного действия

ХЖО – хранилище жидких отходов

ХОЯТ – хранилище отработанного ядерного топлива

ХРО – хранилище радиоактивных отходов

ХТРО – хранилище твердых радиоактивных отходов

ЦППРО – центральное предприятие по переработке радиоактивных отходов
АЭС

ЯТЦ – ядерно-топливный цикл

ВВЕДЕНИЕ

Рост промышленного производства и увеличение народонаселения земного шара неразрывно связан с увеличением потребности человечества в энергии. Увеличивающиеся темпы энергопотребления неизбежно ведут к уменьшению запасов традиционных видов топлива (в основном органического) и определяет одно из основных ведущих направлений энергетической политики в расчете на длительную перспективу – широкомасштабный переход к атомной энергетике.

В соответствии с прогнозами МАГАТЭ доля атомных электростанций в общем производстве электроэнергии к 2010 году составил более 48 %. В настоящее время все АЭС мира (их насчитывается более 400 реакторов) при суммарной мощности $\Sigma N \approx 335$ ГВт вырабатывают более 2025 ТВт электроэнергии.

Анализируя прогнозы использования различных видов топлива, специалисты пришли к выводу, что максимальная добыча условного органического топлива к 2013 г. составила около 17 млрд тонн и останется примерно на этом уровне вплоть до 2020 - 2040 г. В связи с этим, удовлетворение возрастающих масштабов энергопотребления в дальнейшем возможно лишь за счет ядерной энергии.

Планируемые темпы и масштабы развития ядерной энергии ставит ряд проблем экономического, социального и особенно экологического характера. Такими проблемами являются: обеспечение «топливом» работающих, строящихся и запланированных для строительства реакторов; регенерация отработанного ядерного топлива; обезвреживание радиоактивных отходов.

При производстве ядерной энергии возникают специфические проблемы, так по мере выгорания ядерного топлива оно «обедняется» делящимися материалами (U-235, Pu-239, U-233) и аккумулирует в себе продукты деления, поглощающие нейтроны, с изменением структурных и ядерных свойств. Эти факторы мешают полностью использовать ядерное топливо любой разовой загрузки реактора. Частично отработанное ядерное топливо должно периодически извлекаться из реактора до того, как происходящие изменения станут слишком большими и смогут помешать нормальной работе реактора и смене топлива. В связи с тем, что в отработавшем топливе остается большое количество нуклидов U и Pu способных к делению, оно представляет большую ценность и поэтому должно подвергаться регенерации. Кроме того, в отработавшем ядерном топливе накапливаются продукты деления, которые представляют чрезвычайную опасность.

Атомная энергетика и ее топливный цикл представляют собой сложный многостадийный процесс, включающий функционирование атомных электростанций и разнообразных производств.

На предприятиях ядерно-топливного цикла в больших количествах образуются жидкие, твердые и газообразные отходы, содержащие большое количество радионуклидов, представляющих опасность для живых организмов. Поэтому, среди важнейших проблем ядерно-топливного цикла наиболее острая и неотложная проблема – проблема обезвреживания радиоактивных отходов, их

безопасного хранения и удаления. Решение этой проблемы будет определяться надежностью захоронения радиоактивных отходов с гарантией предотвращения их контакта с биосферой.

Анализ данных по количественной оценке жидких радиоактивных отходов образующихся на действующих АЭС показывает накопление их порядка 500 - 800 м³/год, что составляет при десяти действующих АЭС России 13000 м³/год ЖРО, подлежащих переработке и захоронению. С учетом темпов развития ядерной энергетики можно предположить, что за текущие десятилетия активность радиоактивных отходов, накопленных в результате работы АЭС, составит свыше 10¹⁹ Бк.

Потенциальная опасность РАО, как источника радиоактивного загрязнения окружающей среды определяет жесткие требования к обеспечению надежности методов и способов локализации и захоронения.

Эти требования являются основополагающими принципами МАГАТЭ по обращению с РАО, а именно «... обращение с РАО осуществляется таким образом, чтобы:

- обеспечить приемлемый уровень защиты здоровья человека;
- обеспечивать приемлемый уровень охраны окружающей среды;
- учитывать всевозможные последствия для здоровья человека и окружающей среды за пределами национальных границ;
- предсказуемые последствия для здоровья будущих поколений не превышали соответствующие уровни последствий, принятые в наши дни;
- не налагать чрезмерного бремени на будущие поколения;
- обращение с РАО осуществлять в рамках соответствующих национальной правовой структуры, предусматривающие четкое распределение обязанности и обеспечение независимых регулирующих функций;
- образование РАО удерживать на минимальном, практически осуществимом уровне;
- надлежащим образом учитывать взаимозависимость между всеми стадиями образования РАО и обращения с ними;
- надлежащим образом обеспечивать безопасность установок для обращения с РАО на протяжении всего срока их службы».

Сложность проблемы РАО состоит в том, что их нельзя полностью обезвредить, то есть превратить в нерадиоактивную субстанцию известными химическими методами. Даже при трансмутации полный перевод радиоактивных нуклидов в стабильные невозможен хотя бы потому, что состав РАО чрезвычайно сложен, и создать условия, пригодные для трансмутации всех радионуклидов РАО, невозможно. Поэтому речь может идти лишь о кондиционировании РАО, то есть максимальном уменьшении их объема, переводе в инертную стабильную форму и долговременном хранении их в глубоких геологических формах, чтобы максимально надежно изолировать РАО от биосферы. В таких хранилищах кондиционированные РАО должны находиться в течение времени, необходимого для уменьшения их активности до уровня естественного фона от сотен до десятков миллионов лет.

Надежная изоляция и длительное хранение (захоронение) РАО на многие столетия и тысячелетия является чрезвычайно сложной технической задачей, которая не может быть полностью перенесена на плечи будущих поколений. Решение этой задачи, в условиях расположения АЭС и предприятий ЯТЦ на густонаселенной территории, промышленных центров и сельскохозяйственных производств имеет важнейшие экологические аспекты – защиты населения и окружающей среды от вредного влияния радионуклидов и ионизирующих излучений.

В настоящем издании описание и изложение организационно-технических мероприятий и иных процедур, связанных с обращением с РАО приведены в области использования атомной энергии и рекомендаций МАГАТЭ.

1. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ И ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАО

1.1. Основные термины и определения

При рассмотрении вопросов связанных с обращением с радиоактивными отходами используются следующие термины и определения

Барьер – преграда на пути распространения ионизирующего излучения, радиоактивного вещества (радионуклидов) в окружающую среду. Барьерами служат герметичные ограждения помещений и хранилищ, контейнеры, оборудование и трубопроводы, содержащие радиоактивные отходы (далее РАО), физико-химическая форма кондиционированных РАО.

Кондиционирование жидких (твердых) радиоактивных отходов – перевод РАО в форму, пригодную для безопасного хранения, и/или транспортирования, и/или захоронения. Кондиционирование включает перевод жидких радиоактивных отходов (далее – ЖРО), твердых радиоактивных отходов (далее ТРО) в стабильную форму, размещение ЖРО (ТРО) в контейнеры.

Контейнеры для радиоактивных отходов – емкость, используемая для сбора и (или) захоронения РАО.

Обращение с радиоактивными отходами – все виды деятельности, связанные со сбором, транспортированием, переработкой, кондиционированием, хранением и/или захоронением РАО.

Отверждение радиоактивных отходов – перевод ЖРО в твердое состояние с целью уменьшения миграции радионуклидов в окружающую среду.

Отходы газообразные радиоактивные – РАО в виде аэрозолей, инертных газов, паров йода и его соединений, летучие соединения рутения и цезия.

Отходы жидкие радиоактивные – РАО в виде жидких продуктов (водных или органических), или пульп, содержащие радионуклиды в растворенной форме или в виде взвесей.

Отходы отвержденные радиоактивные – переведенные в твердую форму ЖРО.

Отходы радиоактивные – материальные объемы субстанции, активность радионуклидов или радиоактивное загрязнение которых превышает границы, установленные действующими нормами, с условием, что использование этих объектов и субстанций не предвидится. К радиоактивным отходам относятся не подлежащие дальнейшему использованию вещества в любом агрегатном состоянии, материалы, изделия, приборы, оборудование, в которых содержание радионуклидов превышает установленные государственными нормами и правилами в области использования атомной энергии.

Отходы твердые радиоактивные – РАО в виде твердых материалов.

Сбор радиоактивных отходов – сосредоточение РАО в специально отведенных и оборудованных местах.

Системы обращения с радиоактивными отходами – технологические системы предназначенные для сбора, и/или хранения, и/или переработки, и/или кондиционирования, и/или транспортирования РАО.

Установка радиоактивных отходов – установочный комплект (контейнер) с помещенными в него РАО, подготовленные для транспортирования, и/или хранения, и/или захоронения.

Хранение радиоактивных отходов – размещение РАО в хранилище с намерением их последующего извлечения.

Хранилище радиоактивных отходов – инженерные сооружения для временного размещения РАО с возможностью их последующего извлечения для транспортирования на захоронение.

1.2. Существующая законодательная и нормативно-правовая база

Развитие научно-технического прогресса, усложнение взаимоотношений между человеком и природой, обществом и окружающей природной средой привело к возникновению новой комплексной области права – экологического права, которая входит в единый комплекс различных отраслей права: гражданского, уголовного, трудового и административного. Формирование экологического права осуществляется в создании законодательных рамок для безопасного использования ядерной энергии и обращения с радиоактивными отходами.

Началом формирования ядерного права России положено принятием в 1994 году Концепции государственного регулирования и управления ядерной отраслью, которая в последующие годы пополнилась действующими нормативно-правовыми актами и документами в области обращения с РАО, а так же по вопросам обеспечения радиационной безопасности, охраны окружающей природной среды и защиты населения от воздействия ионизирующих излучений, основными из которых являются:

- Федеральный закон N 190 "Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации";
- Федерального закона от 21 ноября 1995 года N 170-ФЗ "Об использовании атомной энергии";
- Федеральный закон от 9 января 1996 года N 3-ФЗ "О радиационной безопасности населения";
- Федеральный закон от 30 марта 1999 года N 52-ФЗ "О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения";
- Федеральный закон от 10 января 2002 года N 7-ФЗ "Об охране окружающей среды";
- Федеральный закон от 1 декабря 2007 года N 317-ФЗ "О Государственной корпорации по атомной энергии "Росатом".

Кроме принятых законов в этой сфере принят ряд подзаконных актов и нормативных документов, регулирующих вопросы обращения с РАО, радиационную безопасность, защиту населения и окружающей среды от воздействия ионизирующих излучений среди которых можно выделить:

- Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СанПиН 2.6.1.2523–09. М., 2009;
- Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010) СП 2.6.1.2612-10;

- Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002). СанПиН 2.6.6.1168-02. М., 2002;

- Правила ядерной и радиационной безопасности при перевозке радиоактивных материалов (НП-053-04).

И ряд других нормативных документов, регламентирующих вопросы практической деятельности, связанных с обращением с РАО, учетом и отчетностью по анализу безопасности обращения с радиоактивными отходами.

Основные положения действующих законодательных актов и требования нормативно-технических документов и стандартов в области обращения с РАО и радиационной безопасности отражает нормы и правила в которых включены:

- общие положения и принципы по вопросам обращения с РАО;
- компетенцию государства, его субъектов и органов местного самоуправления в сфере обращения с радиоактивными отходами;
- основные положения и требования по реализации практической деятельности, включая хранение и захоронение РАО;
- государственный учет радиоактивных материалов и отходов;
- общий правовой статус лицензиатов и специализированных предприятий, осуществляющих практическую деятельность, включая обращение с РАО;
- государственное регулирование и надзор за обеспечением безопасности при обращении с радиоактивными отходами;
- права граждан и общественных объединений при решении вопросов обеспечения безопасности при обращении с РАО.

Основные принципы технической государственной политики по вопросам обращения с РАО включающих:

- обязательную изоляцию радиоактивных отходов от среды обитания человека;
- запрещения размещения (удаления) на земную поверхность, в реки, пруды, озера, болота, моря, океаны, другие естественные и искусственные водоемы и системы, в подземные водоносные горизонты радиоактивных отходов в любом виде, в том числе установок, загрязненных радиоактивными веществами, оборудования и материалов;
- захоронение радиоактивных отходов в глубокие геологические формации или приповерхностные слои земной коры только после перевода их в твердую, труднорастворимую, взрыво-, пожаро- и ядерно-безопасную форму.

Общие принципы, подхода и условия ограничения облучения персонала и населения при осуществлении практической деятельности по обращению с радиоактивными отходами.

1.3. Принципы, этапы и организация обращения с радиоактивными отходами

1.3.1 Основы концептуальных принципов обращения с РАО

Как и в других областях человеческой деятельности практика использования ядерной энергии сопряжена с образованием различного рода отходов, в

данном случае характерной особенностью которых является наличие в них радиоактивных компонентов. Принципиально радиоактивность человека окружала всегда и во всем, вопрос состоит только в том, каков уровень этой радиоактивности. В этом плане определение радиоактивных отходов является довольно принципиальным.

Что относится к радиоактивным, а что считать нерадиоактивными материалами, оборудованием, отходами. С юридической точки зрения и с точки зрения Органов Государственного Регулирования и Контроля радиоактивные отходы могут быть определены как *материалы содержащие, либо загрязненные радионуклидами при концентрации или радиоактивности больше уровня, установленными Органами Государственного Регулирования, и для которых дальнейшее использование не предвидится.* Это определение имеет чисто регулирующие цели, так как материалы, у которых радиоактивность настолько мала, что их можно считать не радиоактивными, но с физической точки зрения они остаются радиоактивными, хотя измерить либо определить эту радиоактивность очень сложно, поскольку она незначительна. В этом случае, все отходы, содержание в которых радионуклидов превышает установленный уровень, считаются радиоактивными. В связи с этим радиоактивные отходы должны обрабатываться, храниться и захораниваться так, чтобы не причинять человеку и окружающей среде непереносимого ущерба, как в настоящее время, так и в будущем.

Эта цель может быть достигнута при эффективном и системном подходе на всех этапах обращения с РАО в рамках государства, законодательно определившего роль и ответственность всех кто имеет отношение к этой проблеме.

Радиоактивные отходы образуются в различных формах и характеризуются в зависимости от концентрации и периода полураспада радионуклидов их химических свойств, это могут быть:

- газообразные радиоактивные отходы, включающие вентиляционные выбросы предприятий, использующих или производящих радиоактивные материалы;

- жидкие радиоактивные отходы, начиная с низко- и среднеактивных жидкостей исследовательских лабораторий и технологических сред АЭС и кончая высокоактивными жидкими отходами от переработки отработанного ядерного топлива радиохимическими производствами;

- твердые радиоактивные отходы, начиная с обычного лабораторного мусора и кончая высокоактивными компонентами отработанного ядерного топлива и активной зоны реактора, и коммуникации контуров АЭС.

Источники образования и поступления радиоактивных отходов, а так же их характеристики и классификация приведены в следующих разделах издания.

Активность радиоактивных отходов может колебаться в широких пределах в зависимости от источника их образования. Однако, несмотря на большие отличия в источниках и свойствах радиоактивных отходов, такие как концентрация, объем, период полураспада и радиотоксичность, при обращении со всеми категориями радиоактивных отходов необходимо соблюдать общие принципы обеспечения безопасности.

Радиоактивные отходы как источник ионизирующих излучений представляют чрезвычайную опасность для человека и окружающей среды. Кроме того они могут представлять опасность не только для нынешнего поколения, но и для будущих поколений, поэтому необходимость дополнительных затрат в будущем на обеспечение радиационной защиты, контроля и наблюдения должна так же учитываться.

При обращении с радиоактивными отходами необходимо учитывать так же потенциальную опасность таких компонентов как биологически или химически токсичные вещества, которые могут присутствовать в радиоактивных отходах или образовываться при длительном хранении.

Фундаментальные принципы по обеспечению безопасности при обращении с РАО разрабатываются и постоянно совершенствуются Международным Агентством по Атомной Энергии с учетом международного опыта. С учетом накопленного опыта МАГАТЭ подготовлена серия документов по обеспечению безопасности при обращении с РАО «RADWASS», в которых включены принципы, стандарты и рекомендации по безопасному обращению с РАО.

1.3.2 Цели обращения с радиоактивными отходами

Основная цель, которая должна быть достигнута при обращении с радиоактивными отходами является защита здоровья человека и обеспечение безопасности для окружающей среды, как в настоящее время, так и для будущих поколений.

Для достижения общей цели исходя из приоритета охраны жизни и здоровья людей настоящего и будущих поколений, окружающей среды и снижения эффекта вредного воздействия РАО, необходимо соблюдение международно-признанных принципов организации работ при обращении с РАО.

Национальная, государственная концепция России подтверждает, дополняет и развивает принципы МАГАТЭ для достижения основной цели обращения с РАО, а именно:

- обеспечение приемлемого уровня радиационной защиты человека и окружающей среды и максимально достижимой степени исключения влияния РАО на здоровье будущих поколений;
- образование РАО должно удерживаться на минимально достижимом уровне, а характеристика РАО должна соответствовать существующим международным нормам;
- безопасность технических средств по обращению с РАО должна гарантированно обеспечиваться как на протяжении всего срока эксплуатации, так и при выводе их из эксплуатации;
- обеспечение полной достоверной информации о количестве РАО, способах обращения с РАО и возможность международного контроля по вопросам обращения с РАО.

1.3.3 Принципы обращения с радиоактивными отходами

Для обеспечения основной цели обращения с радиоактивными отходами должны соблюдаться следующие основные принципы.

Принцип 1. Охрана здоровья человека.

Все операции с радиоактивными отходами должны проводиться таким образом, чтобы обеспечить приемлемый уровень охраны здоровья человека.

РАО по характеру опасности похожи на другие виды токсичных отходов, которые требуют специального контроля. При этом, особое внимание необходимо уделять тому, какими возможными путями человек может быть подвергнут радиоактивному облучению и обеспечение мер, чтобы облучение не превысило установленных национальных пределов.

Принцип 2. Охрана окружающей среды.

Обращение с РАО должно осуществляться таким образом, чтобы обеспечить приемлемый уровень защиты окружающей среды.

Безопасное обращение с РАО предполагает, что выбросы в окружающую среду на различных стадиях обработки отходов должны быть минимальными. Преобладающим должно быть концентрирование и изоляция отходов, а не разбавление и сброс в окружающую среду. Необходимо учитывать, что долгосрочное хранение радиоактивных отходов отрицательно влияет на доступность и использование природных ресурсов, таких как земля, лес (древесина), вода, минеральные ресурсы.

Принцип 3. Обеспечение безопасности за пределами национальных границ.

Обращение с РАО должно осуществляться с учетом, что будет гарантировано здоровье человека и окружающей среды за пределами национальных границ. Этот принцип вытекает из этических соображений заботы о здоровье человека и окружающей среды в соседних странах. Выполняя эти условия государство должно выполнять международные рекомендации МАГАТЭ и МКРЗ.

Для регулирования вопросов трансграничного перемещения РАО необходимо использовать рекомендации МАГАТЭ «Принципы и Практика Международных Трансграничных Перемещений Радиоактивных Отходов». В соответствии с этими принципами государство может получать РАО извне для переработки и захоронения только в том случае, если оно имеет административные и технические возможности, а также структуру регулирования и контроля достаточные для обращения и захоронения отходов, в соответствии с международными стандартами безопасности.

Принцип 4. Защита будущих поколений.

Обращение с РАО должно осуществляться таким образом, чтобы воздействие на здоровье будущих поколений не превышало приемлемые сегодня уровни воздействия.

Этот принцип вытекает из этических соображений заботы о будущих поколениях. При определении приемлемых уровней защиты человека и окружающей среды принимают во внимание рекомендации МКРЗ и МАГАТЭ.

Поскольку невозможно гарантировать абсолютную изоляцию радиоактивных отходов в течение очень длительного времени, что в отдаленном будущем степень возможного риска связанная с захоронением радиоактивных отходов будет незначительна. Для этих целей при обустройстве мест захоронения отходов используют как инженерные, так и природные изолирующие барьеры.

Принцип 5. Не создавать дополнительных проблем для будущих поколений.

Обращение с РАО должно осуществляться таким образом, чтобы не возлагать чрезмерное бремя на будущие поколения.

Учет возможного вовлечения будущих поколений в решении проблем связанных с нынешним обращением с РАО является исключительно важным с этической точки зрения. Поколение, которое извлекло определенную пользу от практического использования атомной энергии и радиоактивных изотопов должно нести ответственность за обработку и изоляцию образовавшихся при этом отходов и не перекладывать связанные с ними проблемы на плечи будущих поколений. В будущем эта проблема должна быть ограничена только необходимостью наблюдения и контроля над местами захоронения.

Ответственность нынешнего поколения включает создание необходимых технологий, предприятий и установок, которые могут обеспечить необходимый уровень безопасности, как в настоящее время, так и для будущих поколений.

Принцип 6. Национальная система законодательства.

Все операции с РАО должны проводиться в рамках национального законодательства, которое должно четко определять ответственность сторон и условия независимого контроля. Страна, в которой образуются РАО, должна создать юридическую инфраструктуру обращения с РАО, которая включала бы наличие законов, регулирующих актов и руководств (правил), вытекающих из общей национальной стратегии обращения с РАО. Ответственность всех сторон вовлеченных во все аспекты проблем РАО должна быть конкретно определена.

Функции регулирования и контроля должны быть отделены от производства и эксплуатации. Такое разделение позволит проводить независимую экспертизу и контроль безопасности всех производственных процессов, связанных с обращением с РАО.

Принцип 7. Контроль образования радиоактивных отходов.

Образование РАО необходимо поддерживать на минимально возможном уровне.

Образование РАО должно поддерживаться на минимально возможном уровне по всем параметрам и характеристикам (по активности, химическому составу, объему и т.п.) с использованием оптимальных вариантов установок и оборудования, режимов их эксплуатации. Это позволяет делать выбор соответствующих материалов, их рациональное использование систем и установок обращения с РАО. Необходимо обращать особое внимание на сортировку материалов и отходов, позволяющих в дальнейшем облегчать обработку и уменьшать объем.

Принцип 8. Взаимосвязь между образованием и обращением с радиоактивными отходами.

Обращение с РАО необходимо осуществлять во взаимосвязи с их образованием.

Основными этапами обращения с радиоактивными отходами, в зависимости от их типа, могут быть переработка, обработка, кондиционирование и паке-тирование, хранение и захоронение. Все эти этапы взаимосвязаны и взаимообу-

словлены. Неправильный выбор одного из этапов может повлиять на эффективность или применимость последующих этапов. Выбор метода обработки может способствовать или ограничивать возможности выделения и повторного использования ценных или полезных материалов из отходов, может повлиять на выбор или приемлемость способов транспортировки и хранения и имеет прямое отношение к обеспечению безопасности при обработке и захоронении отходов. Отдельные этапы обращения с РАО могут быть разделены значительными интервалами времени (иногда десятки лет), поэтому иногда необходимо принимать решения о тех или иных этапах задолго до того как они начнут реализовываться. Всякая будущая деятельность, связанная с этапами обращения с отходами, должна быть связана в комплексе, включая окончательное захоронение.

Принцип 9. Безопасность установок и хранилищ.

Безопасность установок по обращению с РАО и хранилищ должна обеспечиваться на протяжении всего времени их эксплуатации.

При размещении, проектировании, строительстве, монтажа, запуска, эксплуатации и снятия с эксплуатации установок и хранилищ приобретенными вопросами является безопасность, включая предотвращения возможных аварий и уменьшения их возможных последствий.

Площади для размещения установок и хранилищ должны выбираться с учетом факторов, которые могут влиять на безопасную их эксплуатацию. Соответствующий уровень контроля качества и квалификации операционного персонала должен поддерживаться на протяжении всего уровня эксплуатации установок и хранилищ.

1.3.4 Основные этапы обращения с радиоактивными отходами

Эффективное обращение с РАО предполагает наличие различных этапов, являющихся основными частями интегрированной системы обработки, хранения и захоронения. Все этапы взаимно влияют или определяют друг друга, поэтому этот фактор необходимо учитывать на стадии планирования или проектирования, а так же на стадии монтажа и эксплуатации установок по обращению с РАО, для того чтобы качество конечных форм отходов соответствовала критериям при хранении и захоронении.

В начальной стадии обращения с радиоактивными отходами они подвергаются анализу с целью определения из физико-химического и радиоактивных свойств для выбора, соответствующего способа обработки или этапов обработки с соблюдением процедур учета и контроля движения отходов.

Анализ и характеристика РАО по всей цепочке обращения с РАО необходим в начале для сортировки, а в последующих стадиях для определения компонентов отходов свободных от радиационного контроля, пригодных для повторного использования или приемлемых для определенного способа хранения либо захоронения.

В некоторых случаях существует необходимость в транспортировании РАО между отдельными этапами их переработки. В этом случае, при транспортировании к отходам предъявляются определенные требования, которые учитываются при выборе последующих способов обработки.

Хранение РАО может быть вызвано необходимостью:

- контроля изоляции и наблюдения в течение некоторого времени;
- облегчения процедуры последующей обработки.

В отдельных случаях хранение РАО осуществляют для достижения практически полного распада радионуклидов, с последующим сбросом в окружающую среду как нерадиоактивных.

Кроме того, хранение и соответствующий радиоактивный распад компонентов РАО способствует переводу отходов в менее опасную категорию, что значительно упрощает процедуры их последующей обработки и захоронения.

Хранение может также быть обусловлено экономическими и политическими факторами.

Переработка РАО является первичным этапом обращения, следующим после их образования. Она включает:

- сбор;
- сортировку;
- анализ;
- химическую корректировку свойств (иногда дезактивацию);
- временное хранение.

Этот первичный этап является исключительно важным, так как он в большинстве случаев позволяет разделить радиоактивные и не радиоактивные отходы, тем самым минимизировать их объем, значительно упростить последующую обработку и улучшить экономику всего процесса обращения с РАО.

Обработка РАО включает такие операции, которые способствуют повышению безопасности и улучшению экономики процесса, изменяя форму, свойства и характеристики отходов.

Используемые методы обработки должны решать основные задачи уменьшения объемов, извлечения радионуклидов и изменения состава отходов. Для выполнения операций по обработке РАО используют различные технологии такие как: сжигание, прессование, выпаривание, фильтрование, осаждение, плавление и т.д.

Кондиционирование, иммобилизация РАО включает операции, которые транспортируют отходы в форму, которая пригодна для хранения, транспортировки и окончательного захоронения. Все операции этого этапа обращения с РАО предполагают включение отходов в стабильную матрицу, которыми могут быть: цемент, битум и полимерные материалы, стекло и материалы на его основе, керамические материалы и т.п., либо размещение в специальной упаковке или контейнере. Характер выбираемой матрицы и контейнера для иммобилизации и кондиционирования отходов определяется свойствами самих отходов, а также требованиями к качеству их окончательных форм и установок в заданных условиях хранения и захоронения.

Захоронение РАО является конечной стадией обращения с радиоактивными отходами. На этой стадии радиоактивные отходы должны быть подготовлены, в соответствии с требованиями к РАО, к окончательному захоронению с последующим размещением в специальном хранилище. Хранилище должно обеспечить полную изоляцию отходов от сферы жизнедеятельности человека

на все время, необходимое для полного распада радиоактивности. Захоронение не предполагает необходимости в постоянном наблюдении либо извлечение отходов для дополнительной обработки или переработки.

1.3.5 Организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами

Эффективное и безопасное обращение с радиоактивными отходами должно обеспечиваться четкой организацией и установленным регламентом, который определяется установленной ответственностью и кругом обязанностей каждого из субъектов, имеющих отношение к системе обращения с РАО.

Ответственность 1. Создание правовой инфраструктуры.

В первую очередь ответственность за обращение с радиоактивными отходами, несет государство, которое обладает властью для установления соответствующей правовой основы и административной инфраструктуры для обращения с РАО. Эти правовые основы должны базироваться на международных принципах сформулированных практикой многолетнего обращения с отходами.

Государство должно определить и распределить ответственность всех сторон, участвующих в сфере обращения с РАО, возлагая прямую ответственность на определенные органы, связанные со всеми видами деятельности по обращению с РАО.

Ответственность 2. Создание органов государственного регулирования.

Государство должно создать органы, осуществляющие функции регулирования для обеспечения безопасности и защиты населения и окружающей среды. Органы федерального регулирования наделяются полномочиями подготовки и издания нормативных актов, относящихся к сфере обращения с РАО и уполномочиваются государством выдавать и приостанавливать, либо лишать лицензии на проведение работ с РАО, либо на эксплуатацию систем и установок по обращению с РАО.

Ответственность 3. Ответственность производителей РАО и операторов систем по обращению с РАО.

Государство должно определять роль и ответственность организаций и предприятий производящих РАО и занимающихся деятельностью связанной с обработкой, хранением, транспортировкой и захоронением РАО. Эти виды деятельности выполняются производителями отходов или специализированными предприятиями. В последующем случае предусмотрена процедура передачи и сохранение ответственности за безопасность на всех этапах выполнения работ по обращению с РАО.

Ответственность 4. Обеспечение необходимыми ресурсами.

Государство должно предпринимать все необходимые шаги для адекватного финансирования и обеспечения другими ресурсами, включая обеспечение квалификационными кадрами, всех компонентов обращения с радиоактивными отходами в государстве.

Ответственность органов государственного регулирования.

Ответственность 1. Обеспечивать выполнение требований законодательства.

В ответственность регулирующего органа входит создание механизма выполнения основного законодательства в области обращения с РАО.

В соответствии с требованиями законодательства он определяет цели безопасности, стандарты безопасности и осуществляет контроль над их соблюдением. Для реализации этих функций регулирующий орган:

- создает и производит корректуру руководящих документов и правил, определяющих государственную политику и соблюдение законодательства по обращению с РАО;

- осуществляет контроль над соблюдением норм и правил;

- осуществляет инспекцию и надзор за производствами и процессами по обращению с РАО и соответствие их требованиям законодательства и регулирующих актов;

- анализирует отчеты по безопасности предприятий и при необходимости вносит предложения или требования по их усовершенствованию;

- проявляет правильность учета и движения РАО и других материальных средств, связанных с обращением с РАО.

Ответственность 2. Осуществляет процесс лицензирования .

Регулирующий орган уполномочен рассматривать, утверждать, выдавать, приостанавливать, модифицировать и изымать лицензии на ведение работ по обращению с РАО.

Ответственность организаций, производящих и перерабатывающих радиоактивные отходы.

Ответственность 1. Определять способы обращения с РАО, обеспечивающие необходимый уровень безопасности.

За выбор технологии переработки РАО отвечает предприятие. Производители РАО и операторы систем переработки ответственны за выбор способов обращения с РАО, отвечающие требованиям безопасности, установленным законодательством и регулирующим органом. Предприятия, производящие РАО, могут проводить весь комплекс по обращению с РАО самостоятельно, либо предавать другим специализированным предприятиям, уполномоченным производить такие работы, установленным порядком.

Ответственность 2. Обеспечивать безопасность при обработке и захоронению РАО.

Предприятие несет ответственность за обеспечение безопасности при обращении с РАО и должно:

- проводить оценку безопасности и влияние РАО на окружающую среду;

- обеспечивать эффективную защиту от воздействия РАО персонала, населения и окружающей среды;

- иметь достаточное количество и качество оборудования и квалификационного персонала для обеспечения безопасности на всех этапах обращения с отходами;

- иметь реальную программу контроля и обеспечения качества работ на всех этапах обращения с РАО;

- вести контроль и учет образования, качества и движения радиоактивных отходов;
- предоставлять необходимую информацию органам регулирования и контроля о радиоактивных отходах;
- обобщать и распространять положительный опыт обращения с РАО.

Ответственность 3. Соблюдать установленные правила и требования при обращении с РАО.

Производители отходов и операторы установок и систем обращения с РАО должны соблюдать правила установленные органами государственного регулирования и действующим законодательством. Это правило предусматривает предоставление органом регулирования и контроля всех необходимых материалов подтверждающих и демонстрирующих соблюдение установленных норм и правил.

Принципиальная схема этапов обращения с РАО приведена на рис. 1.



Рис. 1. Принципиальная схема обращения с РАО

Основные положения Концепции по обращению с РАО, образующиеся в процессе эксплуатации и при выводе установок из эксплуатации, в основном идентичны и основаны на том, что отходы должны перерабатываться, упаковываться, храниться, транспортироваться и захораниваться таким образом, чтобы на протяжении всего срока сохранения потенциальной опасности их негативного воздействия на человека и окружающую среду не превышало пределов, установленных нормативными документами.

Согласно положениям Концепции практическая реализация целей, принципов и задач обращения с РАО осуществляется в рамках системы управления с РАО, общими задачами которой является проведение единой государственной, научно-технической, инвестиционной и организационно-структурной политики при обращении с РАО, приоритетное использование передовых технологий, конструкций и объектов по обращению с РАО, внедрение единой системы государственного контроля и учета РАО, оптимальный выбор площадок захоронения РАО, обеспечение приоритетности программ подготовки профессиональных кадров в области обращения с РАО.

1.4. Учет радиоактивных отходов

Важным составляющим системы обращения с радиоактивными отходами, принимаю во внимание количество и разнообразие накопленных отходов, является ее информационно-аналитическое обеспечение и как базовая ее составляющая – учет отходов.

Система учета радиоактивных отходов состоит из двух основных элементов [1]:

- Государственного реестра РАО;
- Государственного кадастра хранилищ и мест временного хранения РАО.

Учет РАО обеспечивается МЧС и министерствами России на предприятиях, входящих в сферу их управления.

При создании автоматизированной системы учета РАО основное внимание уделено учету отходов на государственных специализированных предприятиях, входящих в объединение ФГУП «Радон».

Система государственного учета и контроля (СГУК) радиоактивных веществ (РВ) и радиоактивных отходов (РАО) создана в соответствии с Федеральным законом от 21.11.1995 г. №170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» (ст.22). Целями такой системы являются определение наличного количества РВ и РАО в пунктах (местах) их нахождения, хранения и захоронения, предотвращение потерь, несанкционированного использования и хищений, предоставление органам государственной власти, управления использованием атомной энергии и государственного регулирования безопасности информации об их наличии и перемещении, а также об экспорте и импорте.

Постановлением Правительства Российской Федерации от 11 октября 1997 г. № 1298 «Об утверждении Правил организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов» заказчиком работ, связанных с созданием и функционированием СГУК РВ и РАО, определено Министерство РФ по атомной энергии (позднее – Росатом).

Организационно-функциональная схема системы государственного учета и контроля РВ и РАО (рис. 2) включает в себя органы управления системой трех уровней – федерального (ГК «Росатом»), регионального (органы исполнительной власти субъектов Российской Федерации) и ведомственного (федеральные органы исполнительной власти). Заметим, что ГК «Росатом» в рамках системы

выполняет функции органа управления как на федеральном уровне, так и на ведомственном.



Рис. 2. Организационно-функциональная схема системы государственного учета и контроля РВ и РАО

В зависимости от типов хранилищ, которые используются для захоронения или хранения отходов, а также задач, которые выполняют предприятия ФГУП «Радон» по обращению с РАО, а также происхождения и характеристик отходов, субъекты государственной системы учета РАО в МЧС подразделяются на 3 группы:

I группа – спецкомбинаты «Радон» (табл. 1.1), ведущие учет РАО и отработанных ИИИ, поступивших и размещенных в специально спроектированных для захоронения и хранения этих отходов инженерных сооружениях, исключающих распространение радионуклидов в природную среду. Эта система обеспечивает возможность проведения контроля за состоянием оборудования и хранилищ по действующим нормам радиационной, пожарной и санитарной безопасности.

Таблица 1.1 - Спецкомбинаты и ПЗРО в России

Спецкомбинаты и ПЗРО	Объем хранилищ, м ³	Заполнение, %	Активность, Ки
Московский НПО «Радон»	178000	100	1017000
	5000	90	
	5000	10	
Ленинградский спецкомбинат	60460	76	310000
Екатеринбургский спецкомбинат	2700	93	88400
Мурманский спецкомбинат	600	50	4500
Нижегородский спецкомбинат	1000	70	6500
Ростовский спецкомбинат	600	60	8200
Саратовский спецкомбинат	1740	30	5247
Хабаровский спецкомбинат	1300	39	54520
	600	100	
Челябинский спецкомбинат	1990	76	5579

II группа – Промышленный комплекс по переработке и утилизации металлических отходов (МОЗРВ), введен в эксплуатацию ЗАО "ЭКОМЕТ С". Комплекс расположен в отдельно стоящих зданиях на промплощадке Ленинградской АЭС.

В состав комплекса по переработке и утилизации МОЗРВ входят следующие три основных отделения: отделение приёмки и фрагментации МОЗРВ, отделение дезактивации, отделение переплава, а также: узлы радиационного контроля металла; системы газоочистки; лаборатория радиационного контроля; аналитическая физико-химическая лаборатория; узел приготовления и раздачи дезактивирующих растворов; узел приема и выдачи трапных вод; склады чистых и некондиционных слитков; системы воздухообеспечения; участок дезактивации контейнеров.

По техническим характеристикам, условиям и времени хранения (захоронения) отходов, они классифицируются как:

- пункты захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО);
- пункты временной локализации радиоактивных отходов (ПВЛРО);
- площадка отстоя, на которой собрана радиационно-загрязненная техника;
- несанкционированные свалки и РАО, расположенные вне хранилищ.

Для каждой из групп субъектов учета РАО существует свой порядок учета РАО, структура учетных и отчетных документов.

В основу системы учета РАО положены следующие основные принципы:

- следование структурам и ассортименту данных, которые определены в нормативно-правовых документах;
- сохранение сложившихся структур данных, которые применялись на различных предприятиях;
- обеспечение возможности расширения и модернизации структур данных без нарушения процесса функционирования системы в целом.

В соответствии с этими принципами была разработана Государственная система автоматизированного учета и контроля движения РАО, ведение Када-

стра мест их хранения и захоронения. Система учета состоит из трех интегрированных подсистем, представляющих возможность ввода, редактирования и анализа поступающей информации, а также создания отчетной документации:

- кадастра - систематизированной информации о расположении и технических характеристиках мест хранения и захоронения РАО (ведется по установленной форме информации о хранилищах РАО);
- реестра РАО – последовательной текущей записи данных про образование, физико-химический состав, объемы, свойства, а также перевозку, хранение и захоронение радиоактивных отходов (ведется по форме статистической информации по реестру РАО);
- справочников об источниках ионизирующего излучения, видов радионуклидов и производителях РАО в РФ.

Система государственного учета и инвентаризации РАО приведена на рис. 3.



Рис. 3. Система учета РАО

Централизованный учет осуществляется на базе регулярных государственных инвентаризаций, положение (инструкция) о которых утверждается Кабинетом Министров России, и текущего (оперативного) учета.

Единая государственная система учета РАО, базируется на сложившейся структуре данных и пространственной распределённости хранилищ, может быть реализована с использованием технологии географических информационных систем (ГИС). Они дают возможность органически связывать разноформатные и разнородные данные, совместная обработка которых позволяет осуществлять пространственное моделирование различных процессов.

Для реализации этого перехода разрабатывается и постоянно пополняется информацией ГИС – кадастр мест хранения РАО зоны отчуждения ЧАЭС.

Важным этапом является создание единой общегосударственной системы ведения Реестра РАО и Кадастра хранилищ РАО на основе интеграции ведомственных подсистем учета РАО в единую систему. Создание этой системы позволит осуществлять обмен информацией в рамках единого Европейского информационного пространства для проведения совместных исследований в области экологии, реабилитации природных ресурсов, а также при оценке влияния на персонал и население работ на радиационно-опасных объектах.

Предприятия и организации, осуществляющие радиационно-опасные работы и любые операции с источниками ионизирующих излучений руководствуются п.10 «Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)», в которых регламентированы обязанности последних по учету, хранению и перевозке ИИИ, в том числе и РАО.

Радиоактивные отходы подлежат учету в эксплуатирующих и специализированных организациях по агрегатному состоянию, количеству, удельной и суммарной активности, а также радионуклидному составу.

1.5 Нормативно-правовая база деятельности по обращению с РАО и система государственного регулирования радиоактивных веществ и радиоактивных отходов

1.5.1 Нормативные правовые акты, регламентирующие деятельность по обращению с РАО

Создана в соответствии с ФЗ «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 г. № 170-ФЗ.

В соответствии с ст. 22. Государственному учету и контролю ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов подлежат ядерные материалы, РВ, РАО независимо от формы собственности. Порядок организации системы, а также органы, осуществляющие государственный учет и контроль, определяются Правительством Российской Федерации.

На основании 170-ФЗ цели и функции:

- определение наличного количества РВ и РАО в пунктах их нахождения;
- предотвращение потерь, несанкционированного использования и хищений;
- предоставление органам государственной власти информации об их наличии и перемещении, а также об экспорте и импорте.

Основными правовыми актами, регламентирующими деятельность связанную с РАО являются:

- ФЗ РФ «Об использовании атомной энергии» от 21.11.95 г. № 170-ФЗ;
- ФЗ РФ «О Государственной корпорации по атомной энергии "Росатом"» от 1.12.2007 г. № 317-ФЗ;
- ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» от 11.07.2011 г. № 190-ФЗ;
- Постановление Правительства РФ от 11.10.97 г. № 1298 «Об утверждении Правил организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов»;
- «Положение о государственном учете и контроле радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в Российской Федерации». Зарегистрировано в Минюсте РФ 11.11.99 г. № 1976;

- Постановление Правительства РФ от 3 июля 2006 г. № 412 «О федеральных органах исполнительной власти и уполномоченных организациях, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии...»;

- «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-11). Утверждены постановлением Ростехнадзора от 31.01.2012 №67;

- Постановление Правительства РФ от 19.11.2012 г. №1188 «О порядке осуществления государственного учета и контроля РАО, в том числе регистрации РАО и пунктов хранения РАО, органом государственного управления в области обращения с радиоактивными отходами»;

- Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к РАО, критериях отнесения РАО к особым РАО и к удаляемым РАО и критериях классификации удаляемых РАО»;

- Приказ Госкорпорации «Росатом» от 06.12.2013 № 1/19-НПА «Об утверждении форм отчетности в области государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, порядка и сроков представления отчетов».

Принятые законы и правовые акты РФ по вопросам касающимся обращения с РАО формируют систему нормативно-правовых актов рис. 4.

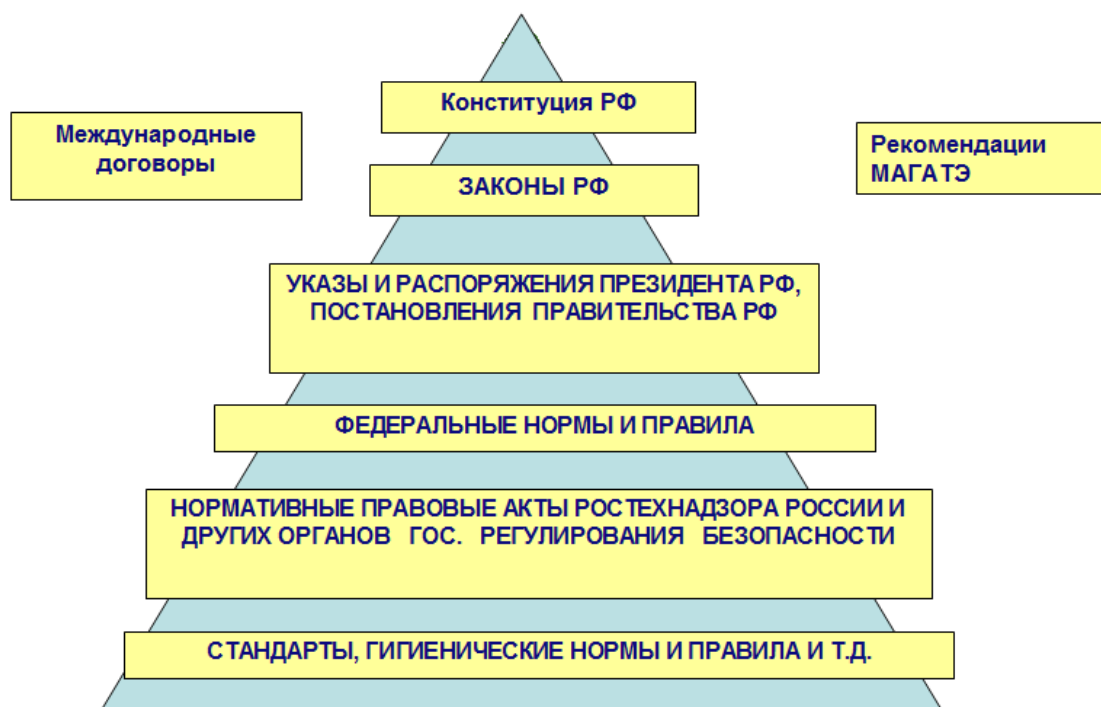


Рис. 4. Система нормативно-правовых актов

1.5.2 Требования основных нормативно-правовых актов по обращению с РАО

1.5.2.1 Федеральный закон от 21.11.1995г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии».

При хранении или при захоронении радиоактивных отходов должны быть обеспечены их надежная изоляция от окружающей среды, защита настоящего и будущих поколений, биологических ресурсов от радиационного воздействия сверх установленных нормами и правилами в области использования атомной энергии пределов.

Хранение или захоронение радиоактивных отходов допускается только в специально предназначенных для этого пунктах хранения. Хранение или захоронение радиоактивных отходов должно предусматриваться проектной или технической документацией в качестве обязательного этапа любого цикла ядерной технологии.

Объекты применения настоящего ФЗ:

- **радиоактивные вещества** - не относящиеся к ядерным материалам вещества, испускающие ионизирующее излучение;
- **радиоактивные отходы** - не подлежащие дальнейшему использованию материалы и вещества, а также оборудование, изделия (в том числе отработавшие источники ионизирующего излучения), содержание радионуклидов в которых превышает уровни, установленные в соответствии с критериями, установленными Правительством Российской Федерации;
- **пункты хранения ЯМ, РВ, РАО** - стационарные объекты и сооружения, предназначенные для хранения ЯМ и РВ, хранения или захоронения РАО.

Государственное управление использованием атомной энергии осуществляют федеральные органы исполнительной власти и Государственная корпорация по атомной энергии "Росатом" (далее также - органы управления использованием атомной энергии) в порядке, установленном настоящим Федеральным законом, другими федеральными законами и иными нормативными правовыми актами Российской Федерации.

В соответствии с ст. 5, 11 ФЗ «Об использовании атомной энергии», постановлением правительства РФ от 11.10.1997 №1298 органами управления системы учета и контроля являются:

- **на федеральном уровне** – Госкорпорация «Росатом»;
- **на региональном уровне** - органы исполнительной власти субъектов Российской Федерации;
- **на ведомственном уровне** - федеральные органы исполнительной власти и РАН, имеющие подведомственные организации, осуществляющие деятельность по производству, использованию, утилизации, транспортировке, хранению и захоронению РВ и РАО.



Рис. 5. Органы государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии

1.5.2.2 «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения», № 3-ФЗ, 09.01.1996.

РАО подлежат хранению и захоронению в соответствии с законодательством Российской Федерации в области обеспечения радиационной безопасности.

Обращение с РАО допускается только при наличии санитарно-эпидемиологических заключений о соответствии условий работы с источниками физических факторов воздействия на человека санитарным правилам.

При прекращении эксплуатации предприятий, в результате деятельности которых образуются производственные отходы с повышенным содержанием природных радионуклидов, для реабилитации территории разрабатывается проект, на который оформляется санитарно-эпидемиологическое заключение

1.5.2.3 ФЗ «Об охране окружающей среды».

РАО подлежат сбору, использованию, обезвреживанию, транспортировке, хранению и захоронению, условия и способы которых должны быть безопасными для окружающей среды и регулироваться законодательством Российской Федерации.

При обращении с РАО запрещается:

- сброс радиоактивных отходов, в поверхностные и подземные водные объекты, на водосборные площади, в недра и на почву;
- размещение опасных отходов и радиоактивных отходов на территориях, прилегающих к поселениям, в курортных, рекреационных зонах, на путях миграции животных и в иных местах, в которых может быть создана опасность для окружающей среды и здоровья человека;

- захоронение опасных отходов и радиоактивных отходов на водосборных площадях подземных водных объектов, используемых в качестве источников водоснабжения, для извлечения ценных минеральных ресурсов;

- ввоз опасных отходов и радиоактивных отходов в Российскую Федерацию в целях их захоронения и обезвреживания.

1.5.2.4 Федеральный Закон «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» N 190-ФЗ от 11 июля 2011 года.

Согласно требованиям ФЗ определено:

- Обращение с РАО будет осуществляться в рамках единой государственной системы (ЕГС РАО) по общим правилам для всех организаций, в результате деятельности которых образуются РАО.

- Создаются предпосылки для введения гибкой системы категорирования РАО.

- Деятельность по обращению с РАО будет направлена на их обязательное захоронение.

- Осуществлять работы по захоронению будет Национальный оператор.

- Регламентируются вопросы собственности на РАО и пункты их захоронения и ответственность за обеспечение их безопасности.

- Вводятся отчисления в резервные фонды и плата за услуги Национального оператора как механизм финансового обеспечения обращения с РАО и стимул для снижения объемов образования РАО.

- Организации и предприятия, эксплуатирующие особо радиационно и ядерно опасные производства и объекты.

- Иные производители.

В ст. 21-4 освещено, что организации, эксплуатирующие особо радиационно и ядерно опасные производства и объекты, осуществляют оплату захоронения радиоактивных отходов путем ежеквартальных отчислений в специальный резерв. В ст. 21-6 иные производители обязаны осуществить оплату захоронения радиоактивных отходов исходя из фактического объема передаваемых национальному оператору радиоактивных отходов и тарифов на их захоронение (лимит хранения РАО – 5 лет).

Стоимость захоронение РАО до 2017 г. приведена в табл.1.2, 1.3.

Таблица 1.2 - Стоимость захоронение РАО

№	Класс РАО	Тариф на захоронение радиоактивных отходов в тыс.руб./куб. м за 2013 г.
1	Класс 1. ТРО ВАО	1100
2	Класс 2. ТРО ВАО и ДЖ САО	500
3	Класс 3. ТРО САО и ДЖ НАО	115
4	Класс 4. ТРО НАО и ОНАО	32,5
5	Класс 5. ЖРО САО и НАО	0,33
6	Класс 6. природные ОНАО	0,29

Таблица 1.3 - Динамика стоимости захоронение РАО

№	Класс РАО	Тариф на захоронение радиоактивных отходов в тыс. руб./куб. м ³				
		2013	2014	2015	2016	2017
1	Класс 1.	1100	1141,3	1198,3	1246,5	1330,3
2	Класс 2.	500	519,2	546	566,9	593,9
3	Класс 3.	115	120,5	126,4	1326,8	1391,8
4	Класс 4.	32,5	34,1	357,7	375,2	393,5
5	Класс 5.	0,33	-	-	-	-
6	Класс 6.	0,29	0,3	0,315	0,33	0,47

Критериями классификации удаляемых радиоактивных отходов являются:

класс 1. ТРО ВАО, подлежат захоронению в пунктах глубинного захоронения радиоактивных отходов с предварительной выдержкой в целях снижения их тепловыделения.

класс 2. ТРО ВАО и ДЖ САО, подлежат захоронению в пунктах глубинного захоронения радиоактивных отходов без предварительной выдержкой в целях снижения их тепловыделения.

класс 3. ТРО САО и ДЖ НАО, подлежат захоронению в пунктах приповерхностного захоронения радиоактивных отходов, размещаемых на глубине до 100 метров.

класс 4. ТРО НАО и ОНАО, подлежат захоронению в пунктах приповерхностного захоронения радиоактивных отходов, размещаемых на одном уровне с поверхностью земли.

класс 5. ЖРО САО и НАО, подлежат захоронению в пунктах глубинного захоронения радиоактивных отходов, сооруженных и эксплуатируемых на 15.07.11.

класс 6. РАО с повышенным содержанием природных радионуклидов, подлежат захоронению в пунктах приповерхностного захоронения радиоактивных отходов.

Финансовое обеспечение деятельности по обращению с радиоактивными отходами основывается на ее целевой ориентации и множественности источников финансирования и осуществляется за счет ассигнований из федерального бюджета и бюджетов субъектов Российской Федерации, средств муниципальных образований, собственных или привлеченных средств юридических и физических лиц, а также иных источников, не запрещенных законодательством Российской Федерации.

Создание финансовых механизмов ограничено уже существующими нормами (ст. 264 Налогового кодекса РФ и ФЗ «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом»).

Мотивирующими механизмами финансирования деятельности являются

- Введение системы отчислений в специальные резервные фонды Госкорпорации «Росатом»,
- Введение временных лимитов хранения РАО у производителей,

- Обязанность производителей РАО привести их в соответствие с критериями приемлемости,
- Обязанность производителей РАО заключить с Национальным оператором договор на передачу РАО для захоронения.

Механизм оплаты услуг национальному оператору и лимиты промежуточного хранения РАО у производителей различны.

Организации, эксплуатирующие особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты, осуществляют оплату захоронения радиоактивных отходов путем ежеквартальных отчислений в специальный резерв.

Организации, не относящиеся к организациям, эксплуатирующим особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты, обязаны осуществить оплату захоронения радиоактивных отходов исходя из фактического объема передаваемых национальному оператору радиоактивных отходов и тарифов на их захоронение. Оплата захоронения радиоактивных отходов осуществляется при передаче их национальному оператору.

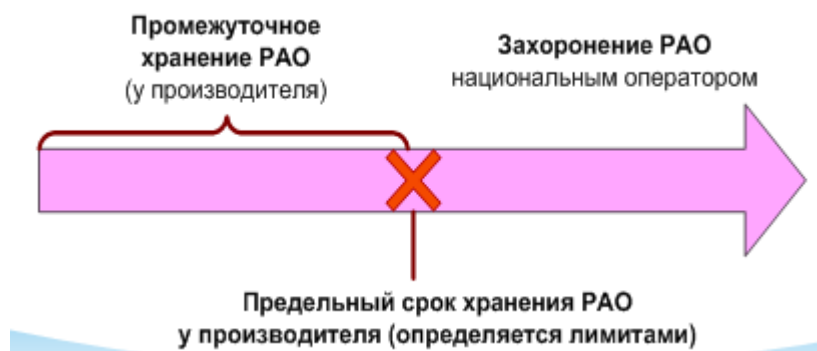


Рис. 6. Схема хранения РАО

1.5.3.5 Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами.

Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами СПОРО-2002 разработаны в соответствии с Федеральными законами "О радиационной безопасности населения" от 9 января 1996 г. N 3-ФЗ (Собрание законодательства Российской Федерации, 1996, N 3, ст. 141), "О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения" от 30 марта 1999 г. N 52-ФЗ (Собрание законодательства Российской Федерации, 1999, N 14, ст. 1650), "Об использовании атомной энергии" от 21 ноября 1995 г. N 170-ФЗ (Собрание законодательства Российской Федерации, 1995, N 48, ст. 4552) с дополнениями и изменениями, СанПиН 2.6.1.2523-09 "Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)" и СП 2.6.1.2612-10 "Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)".

Правила содержат классификацию радиоактивных отходов (РАО); основные принципы обращения с РАО; критерии радиационной безопасности при обращении с РАО; основные требования, обеспечивающие безопасность персонала и населения на всех стадиях обращения с РАО: при сборе, хранении, транспортировании, переработке и захоронении РАО, как на предприятиях атомной энергетики, так и в других организациях, где образуются РАО.

Правила распространяются на организации, в которых в результате их деятельности образуются РАО; на организации, осуществляющие сбор, хранение, транспортирование, переработку и захоронение РАО, а также на организации, осуществляющие проектирование и строительство объектов, где будут образовываться, храниться, перерабатываться и захораниваться РАО.

По агрегатному состоянию РАО подразделяются на жидкие, твердые и газообразные.

По удельной активности твердые РАО, содержащие техногенные радионуклиды, за исключением отработавших закрытых радионуклидных источников, подразделяются на 4 категории: очень низкоактивные, низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные, а жидкие РАО - на 3 категории: низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные.

В случае, когда по приведенным характеристикам радионуклидов РАО относятся к разным категориям, для них устанавливается наиболее высокое из полученных значений категории РАО.

При обращении с РАО, помимо их агрегатного состояния и удельной активности, должны учитываться и другие их физические и химические характеристики, в частности, взрыво- и огнеопасность, органические или неорганические и т.п.

Основные принципы радиационной безопасности и стадии обращения с радиоактивными отходами.

Организации, на которые распространяются настоящие Правила, должны в своей деятельности руководствоваться основными принципами радиационной безопасности: обоснование, нормирование и оптимизация, установленными Федеральным законом "О радиационной безопасности населения".

Требования к сбору, хранению и удалению радиоактивных отходов из организации.

Сбор РАО в организации должен производиться в местах их образования отдельно от обычных отходов с учетом:

- категории отходов;
- агрегатного состояния (твердые, жидкие);
- физических и химических характеристик;
- природы (органические, неорганические);
- периода полураспада радионуклидов, находящихся в отходах (с периодом полураспада, составляющим часы, дни, месяцы, годы, десятилетия и больший период);
- взрыво- и огнеопасности;
- принятых методов переработки отходов.

РАО должны в организации по возможности переводиться в физически-, химически- и биологически инертное состояние.

Не допускается смешивание радиоактивных и нерадиоактивных отходов и РАО разных категорий с целью снижения их удельной активности.

Не реже одного раза в год комиссия, назначаемая администрацией организации, проверяет правильность ведения учета количества РАО, сданных спе-

специализированной организации на захоронение, а также находящихся в организации. В случае установления потерь РАО немедленно ставятся в известность органы государственного надзора за радиационной безопасностью, а виновные должностные лица привлекаются к ответственности в установленном порядке.

Требования к приему радиоактивных отходов от организации.

Радиоактивные отходы, направляемые на захоронение, должны отвечать требованиям, предъявляемым к кондиционированным отходам и упаковке, регламентированным специальными нормативными документами. Требования предъявляются:

- к радиационным параметрам отходов;
- к агрегатному состоянию отходов;
- к форме и физико-химическим свойствам отходов: содержанию свободной влаги, выщелачиваемости, стабильности, газовыделению, горючести, содержанию ядовитых и взрывоопасных веществ, механическим свойствам и др.;
- массогабаритным параметрам упаковки;
- радиационным параметрам упаковки, включая уровень нефиксированного поверхностного загрязнения и др.

Подготовка к отправке контейнеров (упаковок) с РАО производится силами организаций, сдающих отходы. На каждую партию РАО составляется акт.

Требования к транспортированию радиоактивных отходов.

Транспортирование РАО вне организации на переработку, хранение и захоронение производится в транспортных контейнерах (транспортных упаковочных комплектах - ТУК) на специально оборудованных транспортных средствах: автомобильным, железнодорожным, воздушным транспортом, судами речного и морского флота.

Транспортный упаковочный комплект, предназначенный для перевозки РАО, должен обладать необходимой механической прочностью, термостойкостью, герметичностью и радиационной защитой.

Наружные и внутренние поверхности транспортных контейнеров для перевозки РАО не должны иметь радиоактивную загрязненность выше уровней, приведенных в таблице 8.10 СанПиН 2.6.1.2523-09 "Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)".

Обеспечение безопасности движения поездов с вагонами, загруженными РАО, осуществляется в соответствии с нормативными актами, регулирующими работу железнодорожного транспорта.

При осуществлении морских перевозок радиационных упаковок необходимо руководствоваться правилами морской перевозки опасных грузов.

Мощность дозы в любой точке внешней поверхности ограждения грузового помещения не должна превышать 2 мГр/ч, а на расстоянии 1 м от нее - 0,1 мГр/ч.

Требования к размещению и оборудованию специализированных организаций по обращению с радиоактивными отходами.

Для строительства СПО следует выбирать участки:

- расположенные на малонаселенных незатопаемых территориях;

- имеющие устойчивый ветровой режим;
- ограничивающие возможность распространения радиоактивных веществ за пределы промышленной площадки объекта благодаря своим топографическим, геологическим и гидрогеологическим условиям.

Площадка для вновь строящихся объектов должна отвечать требованиям строительных норм проектирования и настоящих Правил и учитывать его потенциальную радиационную, химическую и пожарную опасности для населения и окружающей среды.

В зоне возможного загрязнения могут располагаться:

- инженерные сооружения для длительного хранения или захоронения РАО;

- производства по обращению с РАО;

- вспомогательные службы;

- пункт дезактивации спецавтотранспорта, контейнеров, оборудования.

Требования к переработке и кондиционированию радиоактивных отходов.

Основной целью кондиционирования является снижение общего объема отходов с одновременным уменьшением возможности распространения радионуклидов при переработке, хранении, транспортировании и захоронении. Методы кондиционирования РАО должны выбираться с учетом характеристики отходов, технологических и экономических показателей

Методы переработки твердых РАО включают следующие технологические операции:

- уменьшение объема отходов за счет фрагментации, сжигания, прессования, дезактивации и переплавки металла и др.;

- упаковку фрагментированных и переработанных отходов;

- заключение сыпучих отходов в матрицу;

- частичный возврат очищенных до санитарных норм веществ и материалов для повторного использования в промышленности.

Требования к долговременному хранению и/или захоронению радиоактивных отходов.

На РАО, направляемые на захоронение, составляется паспорт. В паспорте указываются показатели, характеризующие радиационную опасность РАО:

- категория отходов (долгоживущие, короткоживущие отходы, группа по уровню активности);

- радионуклидный состав отходов;

- удельная активность отходов и суммарная активность содержимого упаковки;

- мощность дозы гамма-излучения в воздухе на расстоянии 0,1 м и 1 м от наружной поверхности упаковки;

- уровень нефиксированного поверхностного загрязнения упаковки (на дату вывоза на захоронение).

Приемка РАО проводится на основе контроля их соответствия паспортным данным в порядке, установленном техническим регламентом.

Долговременное хранение и захоронение кондиционированных среднеак-

тивных отходов, содержащих радионуклиды с периодом полураспада не более 30 лет (включая Cs-137), и всех низкоактивных может осуществляться в сооружениях приповерхностного типа.

Долговременное хранение и захоронение кондиционированных средне- и высокоактивных отходов с преимущественным содержанием радионуклидов с периодом полураспада более 30 лет должно осуществляться в подземных сооружениях, глубина которых определяется комплексом природных и экономических условий, обеспечивающих необходимый уровень радиационной безопасности

Объекты размещения отходов вносятся в государственный реестр объектов размещения отходов.

Информационное обеспечение безопасности захоронения РАО должно состоять в предупреждении о захоронении и проведении учета.

Информационное обеспечение безопасности включает:

- учет РАО и мест их размещения в могильнике;
- учет площадок, способов захоронения, типов могильников;
- предупреждающие знаки о захоронении РАО.

Требования к уборке и дезактивации помещений специализированной организации, оборудования и спецтранспорта.

Радиоактивные загрязнения наружных поверхностей оборудования, инструмента, спецтранспорта и других рабочих поверхностей зоны возможного загрязнения промплощадки СПО не должны превышать допустимых значений, приведенных в НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010.

Мероприятия по предупреждению и ликвидации аварий при обращении с РАО.

В каждой организации, занимающейся обращением с РАО, должна быть составлена инструкция по предупреждению и ликвидации аварий (пожара), утверждаемая администрацией, с которой должны быть ознакомлены все лица, работающие с РАО.

В инструкции должны быть отражены следующие положения:

- перечень возможных аварий и меры по их предупреждению;
- порядок информации вышестоящей организации, органов санитарного надзора и других организаций;
- меры по ликвидации и изоляции участков аварийного радиоактивного загрязнения;
- действия персонала при аварии;
- организация оказания медицинской помощи в случае внутреннего или внешнего аварийного облучения;
- порядок ликвидации аварий и меры защиты персонала при выполнении аварийных работ;
- меры по предупреждению и ликвидации пожаров.

Меры индивидуальной защиты и личной гигиены.

Все лица, работающие с РАО, должны быть обеспечены средствами индивидуальной защиты в зависимости от вида и класса работ в соответствии с ОСПОРБ-99/2010.

Спецодежда и индивидуальные средства защиты должны подвергаться систематическому дозиметрическому контролю.

Производственный контроль.

В СПО должен проводиться систематический производственный (радиационный) контроль, осуществляемый службой радиационной безопасности, которая контролирует наличие и выполнение требований НРБ-99/2009, ОСПОРБ-99/2010.

Программа производственного контроля должна содержать, в зависимости от характера проводимых работ, перечень контролируемых показателей радиационной безопасности персонала и населения и их нормативы:

- мощность дозы гамма-излучения;
- плотность потока бета-частиц;
- мощность дозы нейтронного излучения или плотность потока нейтронов;
- объемная активность газов, аэрозолей воздуха производственных помещений и атмосферного воздуха;
- объемная активность газов и аэрозолей в выбросах в атмосферу;
- плотность радиоактивных выпадений из атмосферы;
- удельная активность сточных вод;
- удельная альфа-, бета-активность или мощность дозы гамма- и нейтронного излучения на поверхности твердых и отвержденных отходов или поверхности упаковок в зависимости от характера отходов;
- нуклидный состав радиоактивных веществ в газах и аэрозолях воздуха производственных помещений, газах и аэрозолях атмосферного воздуха, газах и аэрозолях в выбросах в атмосферу, сточных водах, выпадениях из атмосферы, почве, грунтах, подстилающих могильник, поверхностных и грунтовых водах;
- загрязнение альфа-, бета-активными веществами поверхностей производственных помещений, оборудования, оснастки, транспортных средств, территории, дорог;
- загрязнение альфа-, бета-активными веществами средств индивидуальной защиты, кожных покровов и личной одежды персонала;
- индивидуальная доза внешнего облучения;
- содержание радиоактивных веществ в организме человека из состава персонала.

2. ИСТОЧНИКИ ОБРАЗОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Радиоактивные отходы образуются при эксплуатации и выводе из эксплуатации объектов ядерного топливного цикла (ЯТЦ), атомных электростанций, судов с ядерными энергетическими установками и иными радиационными источниками, загрязненных радиоактивными веществами, а также при радиоактивных авариях.

В зависимости от источника происхождения все РАО можно разделить на отходы, образующиеся в ядерном топливном цикле (ЯТЦ) на всех его стадиях, отходы не связанные с ЯТЦ (институциональные, медицинские, бытовые и т.п.) и отходы (загрязненные материалы), образующиеся при ликвидации радиационных аварий и аномалий (загрязненные грунты, промывочные воды, транспортные средства и оборудование и др.).

2.1. Радиоактивные отходы АЭС и предприятия ЯТЦ

В процессе эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ) и предприятий ядерно-топливного цикла (ЯТЦ) источниками РАО являются радиоактивные вещества образующиеся при делении ядер ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , а также в результате активации нейтронами различных материалов, находящихся в активной зоне (а.з.), как продукты ядерных реакций $(n;\gamma)$; $(n;\alpha)$; $(n;p)$; $(n;2n)$ и др.

При эксплуатации реакторов на АЭС образуются газообразные, жидкие и твердые РАО. К газообразным РАО относятся радиоактивные газы (радионуклиды ^{41}Ar ; $^{131-133}\text{Xe}$ и т.п.), которые попадают в теплоноситель и распределяются по циркуляционному контуру АЭС.

Основные составляющие жидких радиоактивных отходов при работе реактора являются:

- воды опорожнения, организованных и неорганизованных протечек циркуляционного контура и отдельного оборудования;
- воды взрыхления и промывки сорбентов систем очистки теплоносителя;
- воды опорожнения бассейнов выдержки ТВЭЛОВ;
- воды от отработки (деактивации) помещений и другие дезактивационные растворы;
- растворы от регенерации ионитов конденсатоочистки;
- душевые воды и воды спецпрачечных;
- сбросы радиохимической лаборатории.

Твердые РАО представлены отработавшим оборудованием, фильтроматериалами, лабораторной посудой, защитной одеждой, обтирочными материалами. Большинство этих РАО по уровню активности относятся к низко- и средне-активным РАО. Среднее значение РАО легководного реактора, представлены в табл. 2.1.

При добыче урановой руды в воздушных сбросах их шахт содержатся радиоактивные аэрозоли и радон. В качестве жидких отходов образуются шахтные воды, в которых присутствуют уран, радий, дочерние продукты и продукты их распада.

При обогащении урановых руд после операций дробления, измельчения, выщелачивания и фильтрации образуются газообразные и жидкие РАО и пустая порода («хвосты»), которые в виде пульпы сбрасываются в хранилище. В хвостах содержится остаточный уран, радий и продукты их распада.

Таблица 2.1 - РАО образующиеся при эксплуатации легководных реакторов

Источники образования	Вид РАО	Объемная активность, Бк/м ³	
		PWR	BWR
Спецводоочистка теплоносителя 1-го контура	Отработанные фильтроматериалы, пульпы	$3.7 \cdot 10^{12} \div 1.85 \cdot 10^{13}$	$7.4 \cdot 10^8 \div 3.7 \cdot 10^9$
	Патронные фильтры	$1.85 \cdot 10^{12} \div 1.85 \cdot 10^{13}$	$3.7 \cdot 10^{10} \div 3.7 \cdot 10^{11}$
Обработка жидких отходов	Концентраты с узла выпаривания, шламы, смолы	$3.7 \cdot 10^8 \div 3.7 \cdot 10^{10}$	$1.11 \cdot 10^9 \div 1.85 \cdot 10^{10}$
Обработка отходящих и вентиляционных газов	Фильтры, фильтры с активированным углем	$3.7 \cdot 10^8 \div 3.7 \cdot 10^{10}$	$1.11 \cdot 10^{11} \div 5.55 \cdot 10^{11}$
Другие	Бумага, ветошь, одежда	$7.4 \cdot 10^7 \div 7.4 \cdot 10^8$	$7.4 \cdot 10^9$
	Металлические изделия от ремонтных работ	$\sim 10^9$	$\sim 10^{10}$
	Регулирующие стержни (после 1 года эксплуатации), нейтронные источники, детали ТВЭЛов и дистанционные решетки	$1 \cdot 10^{14}$	$2.2 \cdot 10^{15}$

При очистке уранового концентрата, а также производстве тепловыделяющих элементов, образуются водные «хвосты» и твердые РАО (загрязненный металл, отработавшие фильтроматериалы, шламы, вышедшее из строя оборудование и детали от него, обтирочный материал и т.п.).

В газовых сбросах присутствуют радиоактивные аэрозоли и примеси гексафторида урана. Основными носителями радиоактивности в этих РАО являются α -излучатели.

При переработке облученного ядерного топлива образуются жидкие РАО высокого, среднего и низкого уровня активности, различные твердые РАО (оболочки ТВЭЛов, α -активные и трансурановые отходы). РАО образуются в процессе переработке ОЯТ приведены в табл. 2.2. Выход продуктов деления на 1 г ядерного топлива зависит от типа реактора и условий его эксплуатации.

При эксплуатации реактора ВВЭР образуется около 35 кг продуктов деления на 1 тонну облученного топлива. РАО представляют собой водно-хвостовые растворы после экстракционного выделения урана, плутония, транс-плутониевых элементов и некоторых других элементов (продуктов деления). В основном водно-хвостовые растворы представляют собой высокоактивные РАО, объемы которых колеблются от 1 до 5 м³ на одну тонну перерабатываемого топлива, радиоактивностью до 10^{13} Бк/дм³.

Кроме жидких высокоактивных отходов (ВАО), при переработке облученного топлива образуются низко- и среднеактивные радиоактивные отходы, представляющие собой:

Таблица 2.2 - РАО, образующиеся в процессе переработки облученного топлива

Категория	Количество урана, м ³ /т	Примечание
Высокоактивные жидкие РАО (после концентрирования)	0,25	Выдержка топлива >5 лет
	0,5	Выдержка от 2-х до 5 лет
	0,75	Выдержка до 2 лет
Среднеактивные жидкие РАО	2-5	Объемная активность < $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/дм ³ могут содержать до 0,2% переработанного в процессе U и Pu
Низкоактивные жидкие РАО	50-100 (включая конденсаты от выпаривания, охлаждающая вода)	Объемная активность < 10^5 Бк/дм ³
Оболочки твэлов	0,4	Без упаривания
	0,075	После упаривания (содержит до 0,1% переработанного в процессе U и Pu)
Твердые низко- и среднеактивные РАО, в т.ч. α-активные	3,4÷5,5	Из них 60-70% горючих
	0,1÷2,1	
Органические РАО	0,6	
Газообразные РАО (Кг)	77	50-литровые баллоны под давлением 3,5 МПа
	24	То же под давлением 13,7 МПа
Твердые продукты от улавливания ¹⁴ C, Т/год	0,1	

- растворы от отмывки экстрагенов;
- пульпы и регенерат органических и неорганических сорбентов;
- конденсаты от упаривания ВАО;
- растворы после дезактивации оборудования;
- отработанные экстрагенты и разбавители.

Наряду с жидкими РАО при переработке ОЯТ образуются газообразные продукты, содержащие радионуклиды (изотопы йода, криптона и ксенона). Учитывая значительную радиоактивность образующихся газообразных продуктов и большие периоды полураспада некоторых из них, нуклиды переводят в твердое или жидкое состояние для дальнейшего хранения.

2.2. Радиоактивные отходы в других отраслях промышленности и научных учреждений

Радиоактивные отходы, не связанные с ЯТЦ, делятся на институциональные (РАО исследовательских установок и лабораторий) и бытовые. Институциональные РАО представляют лабораторные стоки и другие отходы, в том числе твердые (бумага, ветошь, фильтры и т.п.), образующиеся в результате научно-исследовательской деятельности. К этой группе отходов относятся отходы меди-

цинских учреждений, где используются радиоактивные изотопы. В этих радиоактивных отходах могут содержаться биологические материалы (трупы подопытных животных, отдельные органы, загрязненные радионуклидами и т.п.).

Широкое использование радиоактивных изотопов в народном хозяйстве и здравоохранении приводит к накоплению отработанных источников ионизирующих излучений (ИИИ) в состав которых, как правило, входят радионуклиды ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{238}Pu и др., которые подлежат утилизации и захоронению.

Бытовые РАО, как правило, представляют собой отработанные пожарные извещатели и фильтры бытовых кондиционеров и т.п.

Образование и накопление твердых и жидких низко- и среднеактивных отходов РАО, не связанных с ядерно-топливным циклом (ЯТЦ) может составить 2200-2500 и 700-900 м³/год соответственно.

2.3. Радиоактивные отходы Чернобыльского происхождения

2.3.1 Радиоактивные отходы объекта «Укрытие»

Большое количество отходов были образованы в результате аварии на Чернобыльской АЭС, которая произошла на 4-м энергоблоке 26 апреля 1986г.

На момент аварии в топливной загрузке реактора (1902 т ядерного топлива) содержалось около 680 кг наработанных в реакторе трансурановых элементов и примерно 350 кг радиоактивных продуктов деления суммарной активностью (вместе с дочерними радионуклидами):

- 3,2 Бк – радионуклиды с периодом полураспада менее 3 суток;
- 1,2 Бк – радионуклиды с периодом полураспада от 3 до 20 суток;
- $1,2 \cdot 10^{19}$ Бк – радионуклиды с периодом полураспада от 1 до 10 месяцев;
- $7,0 \cdot 10^{16}$ Бк – радионуклиды с периодом полураспада от 1 до 2 лет;
- $3,2 \cdot 10^{16}$ Бк – радионуклиды с периодом полураспада более 10 лет.

Для локализации делящихся материалов и радиоактивных веществ с целью не распространения их в окружающую среду, с момента аварии на месте четвертого энергоблока построено сооружение объект «Укрытие». Это сооружение явилось временной системой локализации делящихся материалов и радиоактивных веществ, нуждающейся в дальнейшем преобразовании в экологически безопасную систему. Эта система предусматривает полное удаление из объекта ядерного топлива и радионуклидов с последующей переработкой и захоронением их в соответствии с международными нормами и правилами.

Делящиеся материалы из разрушенной активной зоны распределены по помещениям объекта «Укрытие» в виде фрагментов активной зоны, высокоактивной топливной пыли, пемзообразных и шлакообразных застывших топливных масс. Таким образом, в состав радиоактивных отходов объекта «Укрытие» входят:

- лавинообразные топливосодержащие массы;
- фрагменты активной зоны реактора (ТВЭЛы, ТВС и др.);
- реакторный графит;

- металл и металлоконструкции, в т.ч. реактор и технологическое оборудование;
- радиоактивная пыль, включенная в пылеподавляющий состав;
- жидкие радиоактивные среды.

Основной объем радиоактивных отходов объекта «Укрытие» составляют различные виды строительных материалов, которые можно разделить на три группы:

- бетон существовавших строительных конструкций 4-го блока;
- «свежий» бетон, который растекался по помещениям при строительстве объекта «Укрытие»;
- строительный мусор – обломки строительных конструкций, образовавшихся как в результате аварии, так и в процессе ее ликвидации.

Следует отметить, что на активной стадии ликвидации аварии для засыпки шахты реактора с вертолетов, начиная с 30 апреля, горящий реактор забрасывали мешками с песком (1780 т), доломитом (900 т), свинцом (2400 т), карбидом бора (40 т). Эти же материалы использовались в дальнейшем в значительных количествах так же и при дезактивационных работах во многих помещениях объекта «Укрытие». По экспертным оценкам, общая масса свинца на объекте «Укрытие» составляет несколько тысяч тонн.

Кроме того, в различных помещениях здания «ОУ» постоянно находится не менее 1000 м³ воды (атмосферные осадки, использование воды в гидрометаллургических технологических процессах извлечения топливосодержащих масс и т.п.).

Концентрация делящихся материалов в водной среде оценивается до 25 мг/дм³, а радиоактивность составляет порядка $10^5 \div 10^7$ Бк/дм³ (по изотопам ¹³⁷Cs). Однако, выщелачивание радионуклидов из топливосодержащих масс может стать причиной дополнительного увеличения концентрации топливосодержащих материалов в водной среде. Этот фактор потенциально увеличивает миграционную способность обогащенного топлива внутри объекта, а вместе с этим и ядерную опасность делящихся материалов, содержащихся в объекте. В силу специфических условий строительства в объекте «Укрытие» осталось достаточно много различного рода щелей и отверстий, которые способствуют выносу радиоактивности в окружающую среду. Поэтому, в качестве первоочередных мероприятий спланированы работы по удалению и очистки от ТУЭ и радионуклидов находящихся в помещениях объекта «Укрытие» воды.

В целях дальнейшего преобразования объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему необходимо учитывать особенности размещения топливосодержащих масс и их физико-химические свойства.

Активная зона (а.з.) реактора в результате аварии оказалась полностью разрушенной. Ядерное топливо из разрушенной а.з. распределилось по помещениям объекта в следующих композициях:

- в составе фрагментов а.з. – выброшенные из реактора сборки и твэлы и их обломки. Некоторая часть этих составляющих находится внутри здания, другая

часть выброшена за пределы блока и находится под построенной каскадной стеной, часть осталась в шахте реактора;

- в виде мелкодисперсной высокоактивной топливной пыли, которая практически находится во всех помещениях объекта «Укрытие» и внедрена в бетонные стены, полы, потолки и находится в воздухе, в виде аэрозолей;

- топливосодержащие стекловидные, пемзообразные, шлакообразные застывшие массы;

- в виде растворимых соединений в воде, находящихся в помещениях объекта «Укрытие»;

- в осадочных образованиях, под зеркалом воды.

Общее суммарное количество топлива на объекте «Укрытие» по изотопам урана составляет не менее 135 т.

Твердая составляющая топливосодержащих масс представляет собой мелкодисперсные частицы, вкрапленные в силикатную матрицу. Усредненный химический состав топливосодержащих масс составляет по массе %: UO_2 – до 18; K_2O - $1\div 2$; CaO - $4\div 10$; MgO - $3\div 7$; Al_2O_3 - $2\div 12$; Fe_2O_3 - $3\div 10$; ZrO_2 - $2\div 4$; SiO_2 – до 60.

В жидкой среде ядерное топливо представлено растворимыми соединениями урана и ТУЭ и осколочными элементами (в основном цезий и стронций).

В результате технологических процессов удаления топливосодержащих масс из объекта «Укрытие» происходит:

- измельчение топливных частиц;

- разрушение поверхности лавообразных материалов и появление топливной пыли;

- образование на поверхности лав новых в том числе растворимых соединений урана и ТУЭ;

- выщелачивание радионуклидов из топливосодержащих масс.

Измельчение топливных масс приводит к увеличению аэрозольных образований и водорастворимых форм материала содержащих уран и радионуклиды. Эти процессы отрицательно влияют на окружающую среду, так как увеличивается радиационная опасность и загрязнение окружающей среды радионуклидами. Этот процесс осуществляется двумя путями:

- выбросом топливной пыли и аэрозолей в атмосферу;

- миграцией радионуклидов в почву с водой находящейся в объекте.

В перспективе при проведении дальнейших работ по преобразованию объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему основными видами РАО является:

- радиоактивные материалы и сооружения объекта «Укрытие», включая его строительные конструкции, расположенное в нем оборудование, а так же РАО под каскадной стеной;

- радиоактивно загрязненные грунты промплощадки ЧАЭС, включая локальную зону объекта «Укрытие»;

- радиоактивные отходы в организованных хранилищах твердых и жидких отходов на территории ЧАЭС;

- радиоактивно загрязненные здания и оборудование ЧАЭС;
 - отработанное ядерное топливо.
- Состав радиоактивных отходов ЧАЭС приведен в табл. 2.3.

Таблица 2.3 - Радиоактивные отходы ЧАЭС

Качественный состав РАО	Характеристика РАО	Группа отходов	Количество	
			м ³	т
Объект «Укрытие»				
Жидкие РАО	Воды в помещениях объекта «Укрытие»	Низко- и среднеактивные	2500-500	-
Топливосодержащие материалы	Фрагменты активной зоны и лавоподобные топливосодержащие материалы	III	-	3000
Контейнеры с РАО за тонерными стенами	Фрагменты активной зоны и другие высокоактивные РАО	III	1700	-
Строительные материалы и конструкции	Бетон, бетонные плиты и локи	I+II	-	300000
		III	-	90000
Металлические материалы	Металлическое оборудование и металлоконструкции	I+II	-	20000
		III	-	22000
Сопутствующие металлические материалы	Материал засыпки, серпентинит, строительный мусор	III	-	90000
	Сжигаемые РАО	I+II	200	
	Прессуемые	I+II	5000	
Локальная зона объекта «Укрытие»				
Неметаллические материалы	Насыпной грунт (щебень, песок, гравий)	I	137000	-
		II	2000	-
		III	600	-
Строительные материалы и конструкции	Бетон, бетонные плиты и блоки	I	131000	
		II	5800	
		III	900	
Металлические материалы	Металлоконструкции	I	-	1440
Промплощадка ЧАЭС				
Твердые РАО	Средства индивидуальной защиты, теплоизоляция, бетон, металл, кабель, дерево, бумага, оборудование, грунт	-I+II	До 2·10 ⁶	
Организованные хранилища ЧАЭС				
Твердые РАО в ХТО	Средства индивидуальной защиты, строительные материалы, металл, градит	I	1069	
		II	926,5	
		III	417,65	
Снятие ЧАЭС с эксплуатации				
Твердые РАО 1-3 энергоблоков ЧАЭС	Погрузочная машина, контейнеры, транспортные средства	I	1055	
	Сооружения ЧАЭС	I	до n·10 ⁶	

Комментарии к табл 2.3.

Отходы объекта «Укрытие». В помещениях объекта «Укрытие» сосредоточено свыше 125 тонн разрушенного реактора, 5,5 тонн свежего (в центральном зале) и около 15 тонн отработанного топлива (в южном бассейне выдержки), значительное количество еще не выявленного топлива может находиться в завалах центрального зала, под каскадной стеной и в некоторых необследованных помещениях объекта «Укрытие».

Отходы локальной зоны объекта «Укрытие». Основная часть радиоактивных отходов сосредоточена в локальной зоне и представляет собой долгоживущие РАО средней и низкой активности. Некоторые радиоактивные отходы локализованы в аварийном пласте и находятся в непосредственной близости от объекта «Укрытие», и отходы, захороненные за тонерными стенами (около 1700 контейнеров), могут быть отнесены к группе высокоактивных РАО.

Отходы ЧАЭС. На территории промплощадки ЧАЭС расположен ряд организованных временных хранилищ жидких и твердых РАО, которые содержат в основном эксплуатационные отходы станции для последующей переработки.

РАО промплощадки ЧАЭС (за исключением локальной зоны объекта «Укрытие»). Территория ЧАЭС, внешние поверхности домов и сооружений имеют загрязнение, которое возникло в результате аварии реактора 4-го энергоблока. Несмотря на проведенные комплексные мероприятия по дезактивации, имеют место остаточные загрязнения как поверхностные, так и находящиеся под техногенным пластом разной толщины. Достоверные данные о РАО, локализованных в грунтах промплощадки ЧАЭС, практически отсутствуют, основной объем РАО на промплощадке составляет радиоактивнозагрязненные грунты, их количество оценивается от 800 тыс. до 2 млн м³.

2.3.2 Радиоактивные отходы в зоне отчуждения ЧАЭС

С целью снижения радиационных полей при проведении аварийно-восстановительных работ в 30-километровой зоне Чернобыльской АЭС (в дальнейшем - зона отчуждения) в 1986-1987 г. радиоактивно-загрязненные материалы помещались в пункты временной локализации радиоактивных отходов (ПВЛРО), создаваемых на месте их скопления.

ПВЛРО представляют собой простые инженерные сооружения, в которых размещены радиоактивные отходы. Эти сооружения выполнены в виде траншей или наземных буртов без гидроизоляции. Сверху подобные сооружения перекрывались слоем грунта. Общее количество траншей и буртов превышает 800 шт, и для удобства учета они разбиты на сектора, наименования которым присвоены по территориальному признаку зоны отчуждения. В табл. 2.4. приведены данные об объектах и активности РАО в ПВЛРО зоны отчуждения.

Таблица 2.4 - Пункты захоронения РАО в зоне отчуждения

№ п/п	Наименование	Масса, т	Объем, м ³	Активность, Бк
1	ПЗРО «Подлесный»	$2,2 \cdot 10^4$	$1,1 \cdot 10^4$	$7,0 \cdot 10^{14}$
2	ПЗРО «Комплексный»	$8,8 \cdot 10^4$	$8,8 \cdot 10^4$	$3,5 \cdot 10^{14}$
3	ПЗРО «Бураковка»	$7,7 \cdot 10^5$	$5,0 \cdot 10^5$	$6,5 \cdot 10^{14}$
4	ПЗРО «Чистогаловка»	$1,5 \cdot 10^5$	$1,6 \cdot 10^5$	$1,0 \cdot 10^{12}$
5	ПВЛРО «Стройбаза»	$3,7 \cdot 10^6$	$2,0 \cdot 10^6$	$3,5 \cdot 10^{14}$
6	ПВЛРО «Рыжий лес»	$2,5 \cdot 10^6$	$5,0 \cdot 10^6$	$1,3 \cdot 10^{14}$
7	ПВЛРО «Ст. Янов»	$1,5 \cdot 10^4$	$3,0 \cdot 10^4$	$1,0 \cdot 10^{13}$
8	ПВЛРО «Припять»	$1,1 \cdot 10^4$	$1,6 \cdot 10^4$	$0,7 \cdot 10^{13}$
9	ПВЛРО «Нефтебаза»	$2,6 \cdot 10^6$	$1,6 \cdot 10^6$	$1,7 \cdot 10^{13}$
10	ПВЛРО «Песчаное плато»	$9,1 \cdot 10^5$	$5,7 \cdot 10^5$	$5,3 \cdot 10^{13}$
11	ПВЛРО «Копачи»	$0,9 \cdot 10^5$	$1,1 \cdot 10^5$	$0,9 \cdot 10^{13}$
12	Пл. «Чернобыль (с/х техн.)»	$2,0 \cdot 10^3$	$1,0 \cdot 10^3$	$1,2 \cdot 10^{12}$
13	Пл. «Чернобыль (свалка)»	$4,1 \cdot 10^3$	$8,7 \cdot 10^3$	$3,6 \cdot 10^{10}$
14	Пл. «Чернобыль (гор.свалка)»	$1,6 \cdot 10^5$	$3,2 \cdot 10^5$	$1,5 \cdot 10^{11}$
15	Пл. «ЧРЭБ»	$2,0 \cdot 10^4$	$4,0 \cdot 10^4$	$1,0 \cdot 10^{11}$
16	Емк. «Шламоотстой (семиходы)»	$0,4 \cdot 10^3$	$0,4 \cdot 10^3$	$5,0 \cdot 10^{11}$
17	Емк. «Очистные ЧАЭС»	$0,2 \cdot 10^3$	$0,2 \cdot 10^3$	$1,0 \cdot 10^{10}$
18	Емк. «Очистные Чернобыль»	$0,2 \cdot 10^3$	$0,2 \cdot 10^3$	$1,0 \cdot 10^{10}$
19	Емк. «Сливы с ПуСО»	$1,3 \cdot 10^5$	$1,3 \cdot 10^5$	$5,0 \cdot 10^{10}$
20	Об. «г. Припять»	$0,9 \cdot 10^7$	$1,8 \cdot 10^6$	$1,0 \cdot 10^{13}$
21	Об. «г. Чернобыль»	$7,7 \cdot 10^7$	$1,5 \cdot 10^6$	$3,0 \cdot 10^{12}$
22	Об. «Поселки и с/х сооруж. 3О»	$8,8 \cdot 10^5$	$2,9 \cdot 10^6$	$2,0 \cdot 10^{12}$
23	Об. «г. Пригородные»	$3,2 \cdot 10^8$	$1,1 \cdot 10^9$	$2,1 \cdot 10^{15}$
24	В/х «Пруд-охладитель»	$2,7 \cdot 10^6$	$1,4 \cdot 10^6$	$5,0 \cdot 10^{13}$
25	В/х «подводный канал 3-очереда»	$7,0 \cdot 10^4$	$7,0 \cdot 10^4$	$2,0 \cdot 10^{13}$

Оценка экологической безопасности ПВЛРО на основе моделирования выноса радионуклидов из тела захоронения позволяет сделать выводы:

- максимум поступлений радионуклидов из ПВЛРО в грунтовые воды следует ожидать на 20-30 годы с момента захоронения, наибольший вынос радиоактивности ожидается из сектора ПВЛРО «Стройбаза» до $7,4 \cdot 10^{11}$ Бк/год;

- загрязнение грунтового водоносного горизонта в пересчете на его усредненную мощность под ПВЛРО в худшем случае может составить для ^{90}Sr от 10 до $4,3 \cdot 10^3$ Бк/дм³;

- вследствие близкого расположения р. Припять существенную опасность представляют сектора ПВЛРО «Нефтебаза», «Припять» и «Песчаное Плато».

Максимальное поступление активности из них в Припятский ... ожидается на тот же период с интенсивностью по ^{90}Sr от 10^9 до 10^{10} Бк/год.

Изменить ситуацию для предотвращения распространения радионуклидов из ПВЛРО можно путем их перезахоронения или их локализации(изоляции) на месте захоронения. Локализацию можно достичь путем прочной фиксации радионуклидов на какой-либо матрице. Кроме того создание дополнительных инженерных или природных барьеров может препятствовать перемещению ра-

дионуклидов и позволит гарантировать надежность изоляции их от внешней среды.

2.3.3 Радиоактивные отходы вне зоны отчуждения ЧАЭС

За пределами зоны отчуждения в период проведения широкомасштабных дезактивационных работ после аварии на ЧАЭС было создано большое количество специальных объектов:

- пункты специальной обработки (ПуСО), предназначенные для дезактивации автотранспорта и техники;
- пункты сбора радиоактивных отходов (ПСРО);
- пункты складирования отходов дезактивации (ПСОД).

Таблица 2.5 - Объекты для дезактивации и обращения с РАО Чернобыльского происхождения.

Название объекта	Киевская обл.	Житомирская обл.	Черниговская обл.	г.Киев
ПСРО	19	27	-	-
ПуСО	27	16	13	7
ПСОД	4	2	3	-

Пункты сбора РАО были образованы в период 1986-1989гг, в результате проведения широкомасштабных работ по дезактивации населенных пунктов. Формированиями Гражданской защиты. Эти объекты были сооружены без проектной документации и точной привязки к местности.

Министерство Украины по делам защиты населения от последствий аварии на ЧАЭС была развернута широкая программа дезактивации радиационно-загрязненных населенных пунктов. Основной задачей дезактивации зданий, сооружений и территории в период ликвидации аварии было улучшение социально-бытовых условий проживания людей. Отходы дезактивации и строительный мусор вывозился в специально созданные пункты сбора отходов дезактивации (ПСОД).

ПСОД и ПСРО – представляют собой специально оборудованные хранилища поверхностного типа в виде траншей и котлованов, глубиной до 3,5м. В этих сооружениях захоронены отходы, которые по удельной активности в большинстве случаев не относятся к радиоактивным отходам, но представляют определенную опасность для человека и окружающей среде.

3. КЛАССИФИКАЦИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

3.1. Классификация и характеристика радиоактивных отходов

Радиоактивные отходы (РАО) – материальные объекты и субстанции, активность радионуклидов или радиоактивное загрязнение которых превышает уровни, установленные действующими нормативами, при условии, что использование этих объектов и субстанции не предусматривается.

РАО рассматривается как особый вид материалов (в любом агрегатном состоянии), относительно которых:

- установлено, что ни сейчас и никогда в будущем не предполагается их использование;
- еще нет решения относительно того, каким образом эти материалы могут быть использованы в рамках современных или созданных в будущем технологических процессов;
- удельная активность радионуклидов в этих отходах превышает установленные правилами и нормами уровни изъятия радиоактивных отходов из сферы санитарного надзора.

Не зависимо от источника образования радиоактивных отходов они подразделяются на 3 категории – Низкоактивные (НАО), Среднеактивные (САО) и высокоактивные (ВАО) (табл. 3.1).

Таблица 3.1 - Категории РАО по удельной активности

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг			
	Тритий	Бета-излучающие радионуклиды (исключая тритий)	Альфа-излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	Трансурановые радионуклиды
Низкоактивные	от 10^6 до 10^7	менее 10^3	менее 10^2	менее 10^1
Среднеактивные	от 10^7 до 10^{11}	от 10^3 до 10^7	от 10^2 до 10^6	от 10^1 до 10^5
Высокоактивные	более 10^{11}	более 10^7	более 10^6	более 10^5

Для предварительной сортировки твердых отходов рекомендуется использование критериев по уровню радиоактивного загрязнения (табл. 3.2) и по мощности дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности при соблюдении условий измерения в соответствии с утвержденными методиками:

- низкоактивные – от 0,001 мГр/ч до 0,3 мГр/ч;
- среднеактивные – от 0,3 мГр/ч до 10 мГр/ч;
- высокоактивные – более 10 мГр/ч.

Таблица 3.2 - Классификация твердых радиоактивных отходов по уровню радиоактивного загрязнения.

Категория отходов	Уровень радиоактивного загрязнения, част/(см ² · мин)		
	бета-излучающие радионуклиды	Альфа-излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	Трансурановые радионуклиды
Низкоактивные	от $5 \cdot 10^2$ до $1 \cdot 10^4$	от 50 до $1 \cdot 10^3$	от 5 до $1 \cdot 10^2$
Среднеактивные	от $1 \cdot 10^4$ до $1 \cdot 10^7$	от $1 \cdot 10^3$ до $1 \cdot 10^6$	от $1 \cdot 10^2$ до $1 \cdot 10^5$
Высокоактивные	более $1 \cdot 10^7$	более $1 \cdot 10^6$	более $1 \cdot 10^5$

При обращении с РАО, помимо их агрегатного состояния и удельной активности, должны учитываться и другие их физические и химические характе-

ристики, в частности, взрыво- и огнеопасность, органические и неорганические и т.п.

В соответствии с требованиями НРБ – 99/2009, а так же в зависимости от целей и классификации РАО подразделяются на типы, группы, категории и виды.

Установлено три типа РАО (табл. 3.3):

- краткосуществующие;
- долгосуществующие;
- определяемые по согласованию с органами государственного регулирования.

Такое разделение существует по критериям допустимости (недопустимости) захоронений РАО в поверхностных (приповерхностных) хранилищах, либо в стабильных глубоких геологических формациях.

Таблица 3.3 - Классификация РАО, основанная на критериях допустимости (недопустимости) их захоронения в хранилищах различных типов.

Тип РАО	Дозы потенциального облучения спустя 300 лет после захоронения	Тип возможного освобождения в период до 300 лет после захоронения	Допустимый тип захоронения РАО
Краткосуществующие	Ниже уровня Б	Полное, органическое	Поверхностный или приповерхностный
Определяется по согласованию с органами государственного регулирования	Выше уровня Б, но ниже уровня А	Допускается ограниченной	Определяется по согласованию с органами государственного регулирования
Долгосуществующие	Выше уровня А	Не рассматриваются	В стабильных глубоких геологических формациях

Все РАО подразделяются на четыре группы, принадлежность к которым определяется в зависимости от значения «Уровень изъятия» установленного для той или иной содержащейся в РАО группы радионуклидов (табл. 3.4).

Таблица 3.4 - Классификация твердых РАО по критерию «Уровень изъятия»

Группа РАО	Твердые РАО	Уровень изъятия кБк/кг
1	Трансурановые альфа излучающие радионуклиды	0,1
2	Альфа излучающие радионуклиды (за исключением трансурановых)	1,0
3	Бета-, гамма- излучающие радионуклиды (за исключением отнесенных к группе 4)	10,0
4	^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{45}Ca , ^{53}Mn , ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{93}Nb , ^{99}Tc , ^{109}Cd , ^{135}Cs , ^{147}Pm , ^{151}Sm , ^{171}Tm , ^{204}Tl	1000

Примечание: при наличии в составе РАО нескольких радионуклидов, относящихся к одной группе одного вида излучения, их удельные активности суммируются.

Для не подлежащих изъятию РАО устанавливается удельная активность по которой производится отнесение данных РАО к определенной категории (табл. 3.5).

Таблица 3.5 - Классификация категорий твердых РАО по критерию удельной радиоактивности

Категория РАО		Интервал значений удельной активности кБк/кг			
		Альфа-радионуклиды		Бета-, гамма-радионуклиды	
		Группа 1	Группа 2	Группа 3	Группа 4
1	Низкоактивные	10^{-1} - 10^1	10^0 - 10^2	10^1 - 10^3	10^3 - 10^5
2	Среднеактивные	10^1 - 10^5	10^2 - 10^6	10^3 - 10^7	10^5 - 10^8
3	Высокоактивные	Более 10^5	Более 10^6	Более 10^7	Более 10^8

Разделение на группы 1-4 отвечает классификации, представленной в табл. 3.4. Для тех отходов, которые представляют собой смесь РАО различных категорий, устанавливается категория по наиболее высокой входящей в смесь компоненте.

Категория высокоактивных РАО разделяется на две подкатегории:

а) «низкотемпературные» высокоактивные РАО, удельное тепловыделение которых в местах временного хранения или в захоронениях не превосходит 2 кВт/м^3 ;

б) «тепловыделяющие» высокоактивные РАО, удельное тепловыделение которых составляет более 2 кВт/м^3 .

Для гамма-излучающих РАО, с неизвестной удельной активностью допускается использование их классификации на «низко-», «средне-», и «высокоактивные» по критерию мощности поглощенной в воздухе дозы на расстоянии 0,1 м от подобных РАО в соответствии с табл. 3.6.

Таблица 3.6 - Классификация РАО с неизвестной удельной активностью по критерию мощности поглощенной дозы на расстоянии 0,1 м от поверхности

Категория РАО		Мощность поглощенной дозы мкГр/ч
1	Низкоактивные	1...100
2	Среднеактивные	100...10000
3	Высокоактивные	Более 10000

НРБ – 99/2009 устанавливает классификацию РАО, использующий критерий величины периода полураспада входящих в эти отходы радионуклидов:

- «краткоживущие» - в составе которых нет радионуклидов с периодами полураспада, превышающими 10 лет;

- «среднеживущие», содержащие радионуклиды с периодом полураспада от 10 до 100 лет включительно;

- «долгоживущие», в которых содержатся радионуклиды с периодом полураспада более 100 лет.

В свою очередь краткоживущие РАО подразделяются:

- на «суточники» - с периодам полураспада входящих в них радионуклидов не превышающих 18 суток (^{24}Na , ^{40}K , ^{123}I , ^{132}Te , ^{132}I , ^{136}Cs и др.);

- «месячники», периоды полураспада которых не превышают 3-х месяцев (^{85}Sr , ^{89}Sr , ^{91}Y , ^{95}Nb , ^{125}I , ^{140}Ba и др.);

- «годовики», которым принадлежат радионуклиды с периодом полураспада свыше 3-х месяцев (^{45}Ca , ^{106}Ru , ^{133}Ba , ^{134}Cs , ^{144}Ce , ^{204}Tl и др.).

Введение трех градаций внутри класса короткоживущих РАО определено тем, что отходы «суточники» необходимо собирать отдельно от «месячников» и «годовиков» в специальные хранилища, с последующей «выдержкой» до тех пор, пока радиоактивность подобных РАО не снизится (в результате радиоактивного распада) до значений ниже уровня изъятия. После этого отпадает необходимость обращения с этими отходами как радиоактивными.

Технологическую процедуру предварительной «выдержки» во многих случаях следует применять в отношении короткоживущих РАО – «месячников», если в структуре объекта с РАО-производящей технологией предусмотрены соответствующим образом оборудованные помещения для предварительной «выдержки» (хранения) РАО этого вида.

Допускается построение классификации твердых и жидких отходов основанных на разделении РАО по видам производств с РАО-образующими технологиями или по видам РАО-образующих источников, возникших в результате незапланированных событий (например, аварийных).

Одним из основных показателей, характеризующих состояние отходов, является их агрегатное состояние. В зависимости от физического состояния радиоактивные отходы подразделяются:

- на газообразные радиоактивные отходы (ГРО);
- жидкие радиоактивные отходы (ЖРО);
- твердые радиоактивные отходы (ТРО).

Газообразные радиоактивные отходы (ГРО).

ГРО образуются на различных стадиях ЯТЦ, и отличаются по уровню активности и своему составу. При эксплуатации АЭС в воздух необслуживаемых помещений зоны строгого режима энергоблока возможно выделение инертных газов и аэрозолей. Это выделение имеет место в процессе работы реакторной установки и наличии неорганизованных протечек теплоносителя первого контура, активных сред системы обработки борсодержащих вод, при переработке и хранении трапных вод, при утечке из системы временного хранения сорбентов и других систем. Потенциальными источниками радионуклидов в воздухе помещений контролируемой зоны являются газы и аэрозоли, образующиеся при ремонтных работах и при выводе энергоблока из эксплуатации, водяные пары выходящие в центральный зал при вскрытии реактора, водяные пары из бассейна выдержки в периоды перегрузки топлива и хранения ОЯТ.

Количество активных составляющих, выделяющихся в воздух помещений могут достигнуть:

- радиоактивных инертных газов (радионуклиды криптона, ксенона и йода) – 100 %;

- трития – 40 %;
- аэрозолей – 1 %.

ГРО не классифицируется, а характеризуются суммарной объемной активностью. Иногда их классификация связывается с вентиляционными системами, и тогда их разделяют по признаку технологического происхождения.

Максимальная расчетная активность ГРО близка к допустимым концентрациям по отдельным радионуклидам, а в сумме ориентировочно составляет:

- по инертным радиоактивным газам (ИРГ) – до 7000 Бк/дм³;
- по радионуклидам йода – 6500 Бк/дм³;
- по аэрозолям – до 12 Бк/дм³.

Максимальная активность воздуха в основных необслуживаемых помещениях вне гермозоны поддерживается ниже допустимых концентраций по отдельным радионуклидам, а в сумме составляет:

- по инертным радиоактивным газам (ИРГ) – до 0,015 Бк/дм³;
- по радионуклидам йода до 0,06 Бк/дм³;
- по аэрозолям – до 0,3 Бк/дм³.

Количество радионуклидов, выбрасываемых в атмосферу из вентиляционной трубы реакторного отделения при нормальном режиме работы энергоблока определяется наличием неорганизованных протечек теплоносителя первого контура в помещениях реакторного отделения и сдувок (отводов газов) из технологического оборудования. Основной выброс радионуклидов из вентиляционной трубы реакторного отделения осуществляется системами спецвентиляции и очистки газовых сдувок. Очистка радиоактивного выброса фильтрами спецвентиляции снижает его активность на два порядка (ориентировочно до 10⁻² Бк/дм³). ИРГ перед выбросом в вентиляционную трубу проходят очистку на фильтрах и выдерживаются в специальных емкостях (⁸⁷Kr – в течение не менее 51 ч, ¹³³Xe – не менее 773 ч).

В аэрозольной форме могут присутствовать продукты деления ядерного топлива следующие радионуклиды: ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr, ¹⁰³⁻¹⁰⁶Ru и некоторые другие. Аэрозоли имеют различные размеры и массу, на основании чего производится выбор и расчет очистных средств на минимум доставки газоаэрозольных отходов к сбросным устройствам. Объем газов и аэрозолей, подлежащих очистке, зависит от режима работы энергоблока.

Активность газов и аэрозолей может достигать до 10¹⁰ Бк в сутки и определяться в основном радионуклидами криптона, ксенона, йода и рутения. Очистка сбрасываемых АЭС газов и аэрозолей осуществляется из расчета снижения их активности до допустимых значений.

Жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) – ЖРО на АЭС образуются при штатной работе энергоблоков за счет протечек теплоносителя, при работе установок поддержания водно-химического режима контуров и установок спецдоочисток, а также в процессе дезактивации оборудования, помещений и спеодежды в саншлюзах и в радиохимических лабораториях.

В зависимости от физико-химического состава ЖРО подразделяются:

- на гомогенные (водные или органические растворы);

- гетерогенные (пульпы, эмульсии, суспензии);
- высокосолевые и малосолевые.

Жидкие радиоактивные отходы, образующиеся на АЭС, считаются радиоактивными если содержание радионуклидов в них превышает допустимую концентрацию (ДК₆), табл. 3.8.

Таблица 3.8 - Классификация жидких РАО на уровне активности

Жидкие РАО	Объемная активность Бк/дм ³
Низкоактивные	Менее $3,7 \cdot 10^5$
Среднеактивные	$3,7 \cdot 10^5 \div 3,7 \cdot 10^{10}$
Высокоактивные	Более $3,7 \cdot 10^{10}$

Кроме того жидкие радиоактивные отходы классифицируются по категориям учитывая радионуклидный состав таблица 3.9.

Таблица 3.9 - Классификация категорий жидких радиоактивных отходов

Категория РАО	Интервал значений объемной активности, Бк/дм ³		
	Бета-, гамма- излучающие радионуклиды	Альфа-излучающие радионуклиды	Трансурановые альфа излучающие радионуклиды
Низкоактивные	Менее 10^3	Менее 10^2	Менее 10^1
Среднеактивные	От 10^3 до 10^7	От 10^2 до 10^6	От 10^1 до 10^5
Высокоактивные	Более 10^7	Более 10^6	Более 10^5

В случае одновременного присутствия в отходах альфа-, бета-, гамма-активных нуклидов категория отходов для них устанавливается наиболее высокая из полученных значений категории отходов. Приведенные значения в табл. 3.4 и 3.5 не учитывают, как это принято в международной практике, физико-химический состав среды при классификации. По радиохимическому и химическому составу существенно различаются, соответственно отличается технология их переработки. Эти отходы могут содержать различные органические соединения, натриевы соли, сульфаты, хлориды, фториды и др. По концентрации солей РАО разделяются на три типа:

- бессолевые (воды контуров АЭС, бассейнов выдержки, конденсаты и др.);
- малосолевые (воды от отмывок, протечек контуров);
- высокосолевые (лабораторные, регенерационные, дезактивационные воды).

Выбор способов переработки ЖРО осуществляется на основании анализа концентрации присутствующих в них солей, поэтому ЖРО классифицируют не только по уровню активности, но и учитывают их засоленность. Такая классификация приведена в табл. 3.10.

В последние годы к категории среднеактивных отходов стали относиться некоторые виды низкоактивных отходов, а содержание ЖРО ТУЭ к категории

высокоактивных. Источники таких ЖРО является отработанное ядерное топливо (ОЯТ), в котором кроме ТУЭ содержится не подвергающийся делению ^{235}U .

Таблица 3.10 - Классификация жидких радиоактивных отходов

Группа	Источники образования ЖРО	Уровень активности Бк/дм ³ ; Солесодержание мСм/см	Способ очистки
1	Протечки контура воды гидротранспорта	Слабоактивные ($<3,7 \cdot 10^6$) Малосолевые (<10)	Ионный обмен с возвращением очищенной воды в пароводяной цикл
2	Трапные и обмывочные воды, сбросы после дезактивации оборудования трубопроводов, арматуры	Слабоактивные ($<3,7 \cdot 10^6$) высоко и среднесолевые (>10)	На многосупенчатых установках с применением соосаждения, коагуляции и ионного обмена. Менее грязная вода очищается по упрощенной схеме. Очищенную воду используют повторно
3	Вода спецпрачечных, санпропускников, РХЛ. В воде присутствуют ПАВ	Прочие слабоактивные ЖРО ($<3,7 \cdot 10^4$)	Обычно перерабатывается по упрощенной схеме после контроля возможен сброс в водоем. Возврат в пароводяной цикл невозможен
4	Протечки из 1-го контура, вода бассейнов выдержки ОЯТ при утечке радиоактивности из поврежденных ТВЭЛов, дезактивационные воды после дезактивации оборудования и сооружений	Высокоактивные ЖРО ($>3,7 \cdot 10^{10}$)	Подлежат переработке и захоронению

Жидкие радиоактивные отходы ядерного энергоблока предварительно проходят очистку и обработку, затем перерабатываются на установках глубокого упаривания, после подвергаются отверждению (включаются в состав связующих компонентов: битума, цементного раствора, стекло, керамику).

Твердые радиоактивные отходы (ТРО) – к твердым радиоактивным отходам относятся любые объекты или вещества в твердом состоянии (в том числе детали машин, механизмов, материалы, изделия, биологические объекты, переведенные в твердое состояние жидкие радиоактивные отходы и др.).

Твердые РАО образуются при работе энергетических установок, в радиохимических лабораториях, при технологических процессах переработки и очистки жидких и газообразных отходов (фильтры, сорбенты, ионообменные смолы, продукты отверждения ЖРО и др.), а также при ремонтах энергоблоков и выводе их из эксплуатации (технологическое оборудование и элементы биологической защиты, датчики контрольно-измерительных приборов (КИП), трубопроводы, инструмент, строительные конструкции, спецодежда и др.)

К твердым радиоактивным отходам относятся вышеперечисленные материалы, если они удовлетворяют одному из следующих параметров (табл. 3.11).

Таблица 3.11 - Классификация твердых РАО для гамма-, бета-, альфа-излучателей (используется любой из трех критериев)

Параметр	Единицы измерения	Группа ТРАО		
		низкоактивные	среднеактивные	высокоактивные
I	мЗв/ч	$1 \cdot 10^{-4} \div 0,3$	$0,3 \div 10$	более 10
	мР/ч	$0,1 \div 30$	$30 \div 1000$	более 1000
II	(бета-излуч.) Бк/кг	$7,4 \cdot 10^4 \div 3,7 \cdot 10^6$	$3,7 \cdot 10^6 \div 3,7 \cdot 10^9$	более $3,7 \cdot 10^9$
		$2 - 100$	$100 - 1 \cdot 10^5$	Более $1 \cdot 10^5$
	(альфа-излуч.) Бк/кг	$7,4 \cdot 10^3 \div 3,7 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^5 \div 3,7 \cdot 10^8$	более $3,7 \cdot 10^8$
		$0,2 - 10$	$10 - 1 \cdot 10^4$	более $1 \cdot 10^4$
III	бета-част/см ² ·мин	$5 \cdot 10^2 \div 1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^4 \div 1 \cdot 10^7$	более $1 \cdot 10^7$
	альфа-част/см ² ·мин	$5 \div 1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^3 \div 1 \cdot 10^6$	более $1 \cdot 10^6$

– **первый параметр**: мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от их поверхности превышает 1 мкЗв/ч (100 мкР/ч);

– **второй параметр**: удельная активность для β-излучателей превышает $7,4 \cdot 10^4$ Бк/кг (74 кБк/кг), для α-излучателей превышает $7,4 \cdot 10^3$ Бк/кг (7,4 кБк/кг);

– **третий параметр**: фиксированное поверхностное загрязнение превышает для β-излучателей 500 β-частиц/см²·мин, а для α-излучателей – 5 α-частиц/см²·мин, определяемых с площади 100 см².

По физическим характеристикам твердые радиоактивные отходы можно подразделить на следующие группы:

– **прессуемые** - одежда, резина, пластикаты, теплоизоляция, бумага, фильтры;

– **непрессуемые** – дерево, фильтры – рамки, трубопроводы, стекло, инструменты, трубы, вентили, бетонные блоки;

– **сжигаемые** - бумага, дерево;

– **металлические**.

В зависимости от мощности дозы на расстоянии 10 см от поверхности, ТРАО разделяются на три классификационные группы:

I группа – менее 0,3 мЗв/ч (30 мР/ч) – низкоактивные (это в основном загрязненная радионуклидами ветошь, спецодежда и некоторые СИЗ);

II группа – от 0,3 мЗв/ч до 10 мЗв/ч (от 30 мР/ч до 1 Р/ч) – среднеактивные (фильтровальные материалы вентиляционных систем очистки, некоторое оборудование, инструменты),

III группа – более 10 мЗв/ч (1 Р/ч) – высокоактивные (оборудование активной зоны).

В отдельную категорию ТРАО обычно выделяется отработавшее ядерное топливо (ОЯТ).

Новая классификация радиоактивных отходов, рекомендованная МАГАТЭ, предлагает использовать новую систему классификации, разработанную МАГАТЭ, для того, чтобы проводимые работы соответствовали международным стандартам классификационные группы твердых радиоактивных отходов приведены в табл. 3.12.

Таблица 3.12 - Классификационные группы твердых радиоактивных отходов

Группа ТРАО	Мощность дозы на расстоянии 10 см		Удельная β -активность		Удельная α -активность	
I	мкЗв/ч	0,3-300	Бк/кг	$7,4 \cdot 10^4 - 3,7 \cdot 10^6$	Бк/кг	$7,4 \cdot 10^3 - 3,7 \cdot 10^5$
	мР/ч	0,03-30	Ки/кг	$2 \cdot 10^{-6} - 1 \cdot 10^{-4}$	Ки/кг	$2 \cdot 10^{-7} - 1 \cdot 10^{-5}$
II	мкЗв/ч	300-10000	Бк/кг	$3,7 \cdot 10^6 - 3,7 \cdot 10^9$	Бк/кг	$3,7 \cdot 10^5 - 3,7 \cdot 10^8$
	мР/ч	30-1000	Ки/кг	$1 \cdot 10^{-4} - 1 \cdot 10^{-1}$	Ки/кг	$1 \cdot 10^{-5} - 1 \cdot 10^{-2}$
III	мкЗв/ч	> 10000	Бк/кг	> $3,7 \cdot 10^9$	Бк/кг	> $3,7 \cdot 10^8$
	мР/ч	> 1000	Ки/кг	> $1 \cdot 10^{-1}$	Ки/кг	> $1 \cdot 10^{-2}$

Система классификации радиоактивных отходов, разработанная МАГАТЭ, основана как на уровне радиоактивности, так и на периоде полураспада. МАГАТЭ рекомендует твердые радиоактивные отходы классифицировать по четырем категориям, в трех из которых допускается содержание незначительного количества α -излучателей, а одна включает в основном α -излучатели (табл. 3.13).

Таблица 3.13 - Классификация твердых отходов по рекомендациям МАГАТЭ

Категория	Мощность дозы P на поверхности отходов, Бк/кг ($P/\text{ч}$)	Примечание
1	$P \leq 1,5 \cdot 10^{-7} (0,2)$	β -, γ - излучатели; содержание α -излучателей незначительно
2	$1,5 \cdot 10^{-7} (0,2) < P \leq 1,5 \cdot 10^{-6} (2)$	
3	$1,5 \cdot 10^{-6} (2) < P$	
4		В основном α -излучатели

МАГАТЭ рекомендует следующие основные характеристики классов отходов:

EW – отходы, которые могут быть изъяты из-под контроля как нерадиоактивные. Изъятие основано на ограничении ежегодной дозы для населения (менее 0,01 мЗв). Рекомендованные величины удельной активности зависят от отдельных радионуклидов и изменяются от 0,1 Бк/г до 10000 Бк/г. Для России допустимые концентрации радионуклидов изложены в «Нормах радиационной безопасности»;

LILW – низко- и среднеактивные отходы – отходы, чьи уровни активности находятся выше EW и ниже высокоактивных HLW. Они в свою очередь подразделяются на две категории:

LILW-SL – отходы с короткоживущими радионуклидами – с ограничением по содержанию долгоживущих альфа-излучающих радионуклидов на уровне 4000 Бк/г для отдельных упаковок отходов и в среднем до 400 Бк/г для всей группы упаковок отходов;

LILW-LL – отходы с долгоживущими радионуклидами – для которых концентрация долгоживущих радионуклидов превышает ограничения для предыдущей категории;

HLW – высокоактивные отходы – отходы с уровнем тепловыделения выше 2 кВт/м³ и концентрацией долгоживущих радионуклидов, превышающей пределы, установленные для короткоживущих отходов.

3.2. Общие требования к обращению с РАО

В соответствии с принципами поэтапной реализации технологических стадиях обращения с РАО, к ним на этапе образования и сбора предъявляются следующие требования.

Сбор твердых и жидких РАО должен осуществляться непосредственно в местах их образования отдельно от обычных бытовых, технологических и строительных отходов. При сборе радиоактивных отходов необходимо обеспечить их размещение в отдельных сборниках с учетом:

- их природы (органические, неорганические, биологические);
- агрегатного состояния (твердые, жидкие);
- периода полураспада радионуклидов РАО (менее 15 суток, более 15 суток);
- взрыво- и пожароопасности;
- категории (низко-, средне-, высокоактивные);
- физико-химическим свойствам (кислые, щелочные, малозасоленные, сильнозасоленные);
- принятым на специализированных комбинатах методом переработки отходов.

Неконтролируемый сброс жидких радиоактивных отходов в хозяйственно-бытовую канализацию и подземные водоотстойники общего назначения запрещается.

Запрещается удаление жидких радиоактивных отходов в окружающую среду в том числе:

- в пруды, озера, водохранилища, предназначенные для разведения рыбы и водоплавающих птиц, а так же ручьи и другие водоемы, воды из которых могут поступать в указанные пруды, озера, водохранилища, поглощающие ямы, колодцы, скважины, на поля орошения, поля фильтрации и системы подземного орошения.

Допускается сброс жидких радиоактивных отходов в хозяйственно-бытовую канализацию в исключительных случаях при одновременном выполнении следующих условий:

- после предварительного разбавления концентрация радионуклидов в разбавленных растворах не более, чем в 10 раз превышает соответствующий допустимые концентрации в воде (PC_B^{ingest} по НРБ-99) и при этом обеспечиваются последующее десятикратное разбавление нерадиоактивными сточными водами в коллекторе учреждения;

- суммарный сброс радиоактивных веществ за год не превысит установленного значения допустимого сброса для данного учреждения;

- соответствие качественного и количественного химического состава жидких отходов существующим нормативным требованиям, регламентирующим условия сброса сточных вод;

- нахождения радиоактивных веществ в химической форме исключающей возможность их сорбции и осаждения в системе канализации.

При удалении сточных вод непосредственно из каких-либо учреждений или общегородской канализации в открытые водоемы концентрация радиоактивных веществ в сточных водах у места спуска их в водоем не должна превышать значений указанных в правилах.

В учреждениях, где возможно образование значительного количества жидких радиоактивных отходов (более 200л ежедневно), проектом должна быть предусмотрена система спецканализации для сбора растворов радиоактивных веществ из трубопроводов, технологических дренажей, дезактивационных вод и т.д.

В спецканализацию не должны попадать радиоактивные стоки, для них должна предусматриваться отдельная хозяйственная и ливневая канализация.

Сроки выдержки радиоактивных отходов с содержанием большого количества органических веществ (трупы экспериментальных животных и т.п.) не должны превышать 3-х суток, если обеспечиваются условия хранения (выдержки) в холодильных установках или соответствующих растворов.

Взрывоопасные и способные к самовоспламенению радиоактивные отходы перед перевозкой на пункты захоронения должны быть переведены в неопасное состояние и соблюдение мер радиационной и пожарной безопасности.

Хранение радиоактивных отходов различных категорий в учреждении должно осуществляться в отдельном помещении, либо на специально отведенном участке, оборудованном в соответствии с требованиями, предъявленными к помещениям для работ 2-го класса.

Хранение радиоактивных отходов следует осуществлять в специальных контейнерах-сборниках, требования к которым определены ОСП.

Для первичного сбора твердых радиоактивных отходов используются пластиковые или бумажные метки, которые загружаются в контейнеры-сборники.

Жидкие радиоактивные отходы должны собираться в специальные емкости. Их следует по возможности концентрировать и переводить в твердое состояние в учреждении, где они образуются или в специальных организациях по обращению с РАО, после чего направлять на захоронение.

Для временного хранения и выдержки сборников с радиоактивными отходами, содержащими гамма-излучатели с керма-эквивалентностью 400 нГр·м²/с и более, должны быть предусмотрены специальные защитные колодцы или

ниши. Извлечение сборников из колодцев и ниш необходимо производить с помощью специальных устройств исключающих переоблучение обслуживающего персонала.

Конструкция контейнеров-сборников для временного хранения РАО должна предусматривать механизированную погрузку и разгрузку их со спецтранспорта. Размер и конструкция контейнера определяются видом и количеством радиоактивных отходов, характеристикой излучения радионуклида. Мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 1,0 м от контейнера с радиоактивными отходами допускается не более 100 мкГт/ч. Мощность дозы гамма-излучения на границе участка временного хранения радиоактивных отходов не должна превышать 5,0 мкГР/ч.

Хранение контейнеров с радиоактивными отходами содержащие радиоактивные вещества (радий, торий и др.) производится в вытяжных шкафах или укрытиях, оборудованных системой вытяжной вентиляции, со скоростью движения воздуха в рабочих проемах вытяжных шкафов не менее 1,5 м/с.

Для хранения радиоактивных отходов в виде радиоизотопных приборов, которые предназначались для использования в производственных условиях с мощностью дозы не более 1,2 мкГр/ч на расстоянии 1 м от поверхности прибора с источником, специальные сборники не требуются. Специальных требований к помещениям, а также к местам в помещениях, где хранятся указанные радиоактивные отходы, не предусматривается, за исключением случаев, когда нарушена герметичность капсулы прибора.

Организацию сбора, хранения и удаления радиоактивных отходов (передачу на захоронение) осуществляет ответственное лицо, назначенное приказом администрации учреждения.

Ответственное лицо ведет систематический контроль за сбором, хранением и удалением (передачей на захоронение) радиоактивных отходов, образующихся в учреждении. Указанные сведения заносятся в журнал учета радиоактивных отходов.

Не менее одного раза в год комиссия, назначаемая администрацией учреждения (в состав комиссии, кроме лиц проводящих инвентаризации ИИИ, в соответствии с ОСП, входит также лицо ответственное за сборы, хранение и захоронение РАО), проверяют правильность ведения учета количества и других характеристик.

Наличие большого количества источников и объектов накопления РАО ставит Россию перед необходимостью создания единой государственной системы обращения с этими отходами.

При определении оптимального варианта обращения с РАО необходимо учитывать общие обязательные требования:

- обеспечение экологической безопасности на всех этапах обращения с РАО;
- уменьшение выхода отходов с целью существенного сокращения количества транспортируемых РАО и, особенно, объемов хранения и захоронения;
- запрещение сброса и рассеивания РАО в окружающую среду;

- обеспечение надежной локализации и изоляции НАО и САО при хранении и захоронении, исходя их подконтрольного срока хранения на протяжении менее 300 лет;
- учет экстремальных природных и техногенных влияний при создании объектов обращения с РАО;
- создание безопасных условий работы обслуживающего персонала и максимальное использование дистанционных и автоматизированных систем;
- минимально возможный уровень затрат (капитальные вложения и эксплуатационные затраты);
- рациональное использование территорий для содержания объектов обращения с РАО, исключение изъятия продуктивных земель;
- обеспечение мониторинга окружающей природной среды в зоне влияния объектов обращения с РАО.

4. ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

4.1. Основные методы и способы переработки жидких радиоактивных отходов среднего и низкого уровня активности. Критерии выбора метода

Методы переработки РАО могут быть разделены на негерметические (низкотемпературные) и термические (связанные с применением повышенных и высоких температур). Они также бывают безреагентные и с применением реагентов. Кроме того, они классифицируются применительно к конкретным отходам, например для переработки низко- и среднеактивных или высокоактивных РАО, горючих или негорючих, твердых или жидких и т.д.

К низкотемпературным методам, например, относятся осадительная или ионообменная очистка жидких РАО (реагентные методы), очистка выпариванием, электродиализом или обратным осмосом (безреагентные методы), цементирование малосолевых низкоактивных РАО и др.

Из термических методов следует отметить остекловывание и плазменную обработку жидких или твердых РАО (высокотемпературные процессы с использованием реагентов или без них) и битумирование (среднетемпературный процесс).

Основными методами переработки РАО низкого и среднего уровней активности являются:

- цементирование малосолевых растворов и совместно растворов и твердых неорганических РАО и отработанного оборудования;
- битумирование и включение в полимеры высокосолевых концентратов;
- остекловывание высокосолевых концентратов;
- плавление твердых неорганических РАО;
- сжигание или пиролиз твердых и жидких органических РАО (900... 1000 °С);
- высокотемпературная переработка несортированных органических и неорганических РАО с жидким шлакоудалением;

- керамизация жидких неорганических РАО;
- прессование твердых металлических РАО.

Для кондиционирования высокоактивных РАО применяются и рекомендуются следующие методы:

- кальцинация;
- остекловывание;
- включение в керамическую матрицу;
- включение в металлическую матрицу.

Принципиальной разницы в технологиях переработки низко-, среднеактивных и высокоактивных отходов нет. Установки по переработке высокоактивных РАО требуют более мощной биологической защиты.

Термические методы, особенно, высокотемпературные позволяют получать высокоустойчивые, плотные, прочные и стабильные формы РАО, поэтому их рассматривают как наиболее предпочтительными.

Возможная комплексная схема переработки РАО показана на рис. 7.

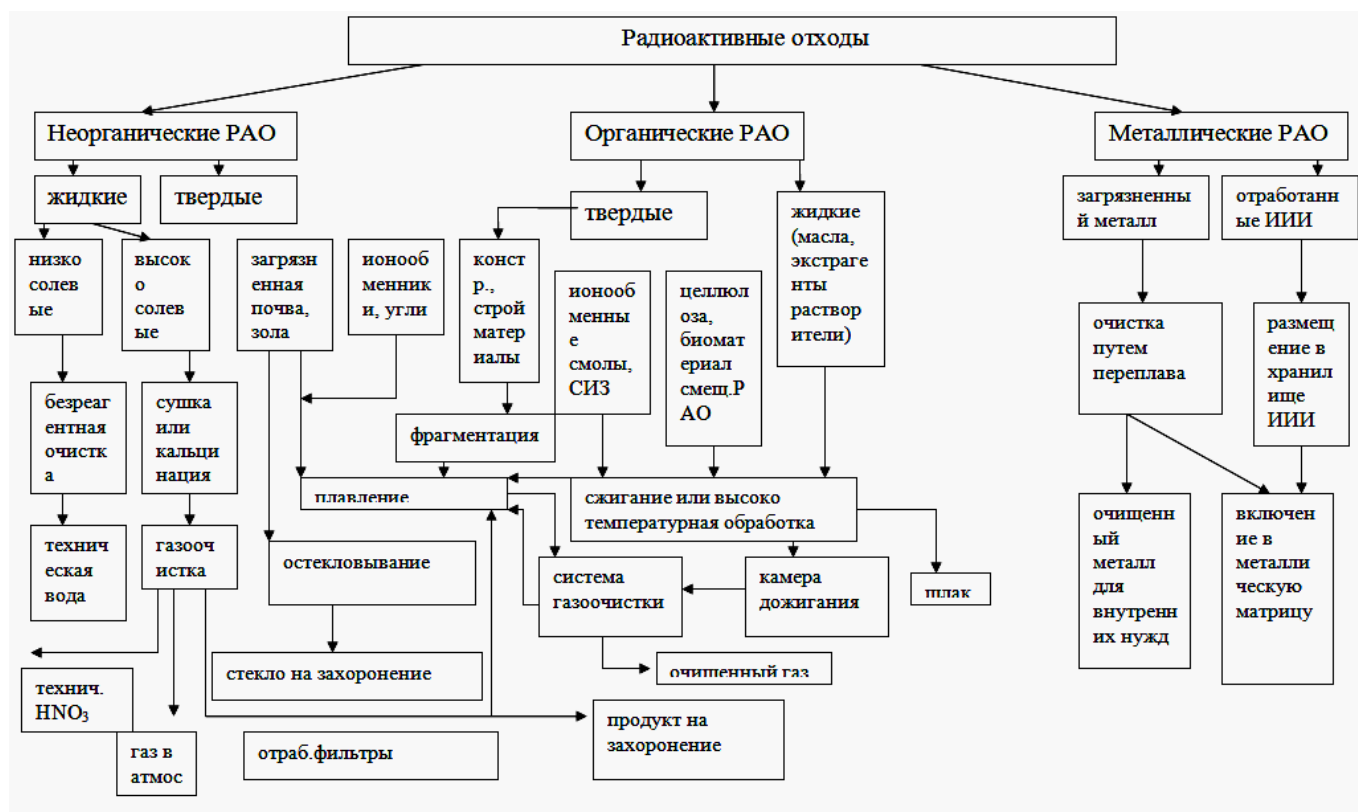


Рис. 7. Комплексная схема переработки РАО

Некоторые особенности имеют методы обработки жидких радиоактивных отходов, которые требуют системного подхода, с учетом установленных критерий.

Жидкие радиоактивные отходы (ЖРО), как правило, представляют собой водные растворы сложного физико-химического состава. Радионуклиды в водных средах могут находиться в самых разнообразных формах. Основные формы примесей в радиоактивных водах значительно различаются по физико-химической природе и размером и могут быть следующими:

- взвешенные частицы или эмульгированные нефтепродукты (размер частиц от 10^{-7} м до нескольких миллиметров);
- коллоидные частицы, мицеллы или макромолекулярные водорастворимые полимерные вещества (размер частиц от 10^{-8} м до 10^{-7} м);
- растворенные низкомолекулярные органические вещества и/или поверхностно-активные вещества (размер частиц от 10^{-9} м до 10^{-8} м);
- ионы (размер частиц от 10^{-10} м до 10^{-9} м).

Любые примеси в водных растворах могут быть загрязнены, поэтому в общем случае необходима очистка воды от всех находящихся в ней примесей. Кроме того радионуклиды в жидких радиоактивных отходах могут оказаться преимущественно в одной или только нескольких физико-химических формах, поэтому может возникнуть возможность избирательной очистки радиоактивных вод от радионуклидов позволяет получить высокий коэффициент сокращения объема ЖРО, направляемых на захоронение, что экономически выгодно (с учетом высокой стоимости выводы радиоактивных отходов на длительное хранение).

Часто требуемая высокая степень очистки ЖРО диктует необходимость использования для очистки радиоактивных вод комбинированных технологических схем очистки, которые представляют собой многоступенчатую очистку ЖРО в различных водоочистных аппаратах.

В зависимости от фазово-дисперсного состояния радионуклидов все примеси жидких радиоактивных отходов можно разделить на четыре группы:

Первая группа – нерастворимые в воде взвеси, мелкие механические примеси, продукты коррозии в виде нерастворимых оксидов и гидроксидов, некоторые неорганические вещества, например измельченные ионообменные смолы, а также адсорбированные на взвешях радионуклиды. Для удаления этих примесей используют процессы, основанные:

- на адгезии – прилипании примесей к поверхности фильтрующих материалов;
- коагуляции – укрупнение частиц за счет слипания их друг с другом;
- флотации – всплывание частиц на поверхность воды в результате образования насыщенных газами сгустков;
- на механических способах – отстаивании, фильтрации, декантации.

Вторая группа – объединяет примеси находящиеся в коллоидном состоянии (тонкодисперсные образования) и высокомолекулярные вещества. К примесям этой группы относятся минеральные масла, различные моющие средства (детергенты), некоторые органические вещества, используемые для дезактивации, радиоколлоиды. Основными способами очистки от этих примесей является соосаждение и коагуляция.

Третья группа – включает молекулярно-растворимые соединения, растворенные газы и некоторые органические соединения. Наиболее эффективными процессами удаления из воды веществ этой группы является дегазация и адсорбция на высокоразвитой поверхности некоторых твердых материалах, например активированные угли, лигнин гидролизный.

Четвертая группа – содержит электролиты, диссоциированные в воде на ионы. Очистка ЖРО от этих компонентов основана на связывании ионов в малорастворимые соединения (соосаждение), удаление из раствора растворителя (воды) и концентрирования примесей в кубовом остатке (дистилляция), применении ионообменных реакций протекающих на поверхности твердых ионообменных материалов.

Таблица 4.1 - Способы очистки воды от примесей различных групп

I группа	II группа	III группа	IV группа
Механическое отстаивание и фильтрация, объемная коагуляция, флотация	Объемная коагуляция, флотация	Сорбционные методы, дегазация	Соосаждение на кристаллических осадках, дистилляция, ионный обмен, обратный осмос, электродиализ, вымораживание

Таким образом, для очистки радиоактивных вод используют различные методы: фильтрации, сорбции, ионного обмена, выпаривание (дистилляция), мембранные технологии и некоторые другие. С учетом большого разнообразия в химическом и радионуклидном составе ЖРО в каждом отдельном случае следует разрабатывать индивидуальную технологическую схему очистки ЖРО.

Далее приведена краткая характеристика некоторых методов очистки ЖРО.

Фильтрация – процесс очистки воды через слой гранулированной засыпки (песок, дробленый керамзит и т.п.) или крупнопористый материал (размер пор до нескольких десятков микрометров (тканые материалы, фильтровальная бумага и т.п.). В данном случае задерживаются взвешенные частицы и/или эмульсии вследствие их механической задержки или адгезионного взаимодействия с материалом фильтрующего слоя.

Сорбция – процесс очистки воды через слой гранулированной засыпки (активированные угли, цеолиты, лигнин гидролизный и т.п.). При сорбции задерживаются растворенные в воде молекулярные примеси (растворимые органические вещества, ПАВ и др.) вследствие их взаимодействия с материалами.

Ионный обмен – частный случай сорбции, когда ионы, находящиеся в растворе, обмениваются с ионами находящиеся в матрице гранулируемой шахты (ионообменные смолы, неорганические сорбенты, цеолиты и т.п.), схема выглядит следующим образом: $RH + X^+ \rightarrow RX + H^+$ и $RON + A^- \rightarrow RA + OH^-$.

Выпарные аппараты – процесс очистки ЖРО путем ее испарения (выпаривания) с последующей конденсацией молекул воды из водяного пара (конденсат). Большинство примесей остаются в растворе из которого испаряют воду (кубовый остаток). В конденсат переходят некоторые летучие примеси (нефтепродукты, радионуклиды йода, рутения и т.п.) и примеси, попадающие в конденсат из-за капельного уноса (радионуклиды цезия).

Микрофильтрация – это процесс фильтрации, когда вода продавливается через микрофильтрационную мембрану (диафрагму) с размером пор от 0,1 мкм до нескольких микрометров. Рабочее давление 0,1 МПа.

Ультрафильтрация – это процесс очистки воды, когда вода продавливается через ультрафильтрационную мембрану с размером пор от 0,01 мкм до 1 мкм. Рабочее давление до 0,5 МПа. При ультрафильтрации полностью задерживаются взвеси, коллоидные частицы, эмульсии, большая часть высокомолекулярных веществ, бактерий.

Обратный осмос – это процесс очистки воды, когда вода продавливается через обратноосмотическую мембрану с размером пор от 0,001 мкм до 0,01 мкм. Рабочее давление может достигнуть до 10 МПа. При обратном осмосе задерживаются практически все примеси содержащиеся в воде.

Электродиализ – это процесс очистки воды, когда очищаемая вода протекает между катионообменной и анионообменной мембраной, а ионы под действием постоянного электрического тока выводятся из нее через мембраны в соседние (концентратные) камеры.

Реагентная коагуляция – процесс осаждения примесей в очищаемой воде при изменении pH, электроокислительного потенциала или соосаждение с добавляемыми осадителями (коагулянтами), например сульфатом железа или аммония. Реагентной коагуляцией является также реагентное окисление, когда в очищаемый раствор добавляют окислитель (например, перманганат органических примесей или бихромат калия) в целях разрушения органических примесей валентной формы многозарядных ионов с последующим их осаждением.

Как правило, в большинстве случаев ЖРО имеет сложный химический состав и характеризуется многообразием форм радионуклидов в воде, то для очистки радиоактивных вод обычно используют не один, а некоторые комбинации различных водоочистных способов.

Широкий спектр методов водоочистки, которые можно использовать для переработки жидких радиоактивных отходов, приводит к многообразию технологических решений этой проблемы. В этой связи, весьма актуальной является проблема выбора оптимальных методов обработки радиоактивных отходов.

Существует много различных критериев выбора оптимальных методов переработки ЖРО, основными из которых являются:

- экономическая приемлемость выбранного решения.

Несмотря на внешнюю простоту и прозрачный смысл этого критерия, на практике очень трудно правильно оценить экономическую значимость очистки ЖРО.

Обычно для оценки необходимости очистки ЖРО исходят из понятия предотвращенного ущерба, которое понесет предприятие и страна, если данные отходы не очищать и не захоранивать. В этом случае может произойти экологическая катастрофа, которая станет объектом политических и экономических спекуляций в международных отношениях.

На практике под экономической приемлемостью понимают наиболее дешевый вариант очистки ЖРО, который по своей стоимости соответствует финансовым средствам, выделенным предприятию на проведение этих работ, а по технологическим параметрам соответствует экологическим нормативам проведения работ. Общая стоимость варианта очистки ЖРО включает в себя кроме

стоимости водоочистных средств также стоимость кондиционирования и вывода на длительное хранение вторичных радиоактивных отходов.

- физико-химическое состояние примесей (в том числе радионуклидов).

Если в ЖРО радионуклиды находятся в ионном виде, то воду необходимо либо полностью обессолить (выпаривание, обратный осмос, ионный обмен), либо избирательно извлечь из нее радионуклиды (сорбция на селективных сорбентах комплексообразования с последующей фильтрацией, соосаждение с последующим отстаиванием и фильтрацией).

- готовность предприятия к использованию «высоких технологий».

Этот фактор влияет на техническую оснащенность предприятия, его финансовые возможности, наличие квалифицированного персонала. Необходимость перманентного использования технологии для очистки радиоактивных отходов.

Этот критерий важен для небольших организаций, имеющих не большие возможности организации очистки ЖРО своими силами.

- Исторически сложившаяся структура производства и необходимость получения вторичных радиоактивных отходов в определенной форме.

Нет необходимости создавать новые производственные мощности, если на предприятии уже имеются водоочистные установки, пригодные для использования и решающие задачи обработки ЖРО.

При построении технологической схемы очистки ЖРО выделяют на стадии обработки воды, различные по функциональному назначению. К стадиям относят все операции по корректировке физико-химического состава исходной радиоактивной воды с использованием основных методов очистки.

4.1.1 Соосаждение

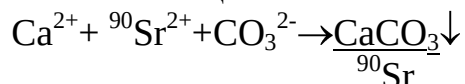
Соосаждением называется захват примесями микрокомпонента. Соосаждение как способ обработки ЖРО используют в виде двух методов:

- соосаждение с кристаллическими осадками;

- объемная коагуляция.

а) Соосаждение с кристаллическими осадками.

Если радионуклид присутствует в растворе в ионно-дисперсном или молекулярно-дисперсном состоянии, то они могут соосаждаться с определенными кристаллическими осадками при их образовании в растворе. При этом соосаждение радионуклидов происходит с образовавшимися остатками. Например, при содово-известковом умягчении происходит осаждение ионов Ca^{2+} и Mg^{2+} в виде CaCO_3 и $\text{Mg}(\text{OH})_2$. При умягчении происходит включение ионов Sr^{2+} в кристаллическую решетку CaCO_3 и соосаждение радионуклидов ^{89}Sr и ^{90}Sr с карбонатом кальция:



Удаление Sr происходит пропорционально снижению жесткости и более эффективно при повышении температуры и увеличении дозировки соды и извести. Коэффициент ($k_{\text{оч}}$) очистки в этом случае может достигнуть 100 и более.

Без нагревания и одноразовой обработке $k_{оч} \approx 2$, однако возрастает с увеличением числа обработок до $k_{оч}=1000$ при 10 - 15-кратном осаждении.

Одноразовое осаждение при умеренном расходе реагентов приводит к очистке на 90 % ($k_{оч}=10$) от ^{95}Zr и ^{95}Nb , в то же время избыток реагентов снижает содержание ^{137}Cs только на 50% ($k_{оч}=2$).

Очистка воды от радионуклидов с использованием фосфатного соосаждения основан на малой растворимости фосфатов многих металлов. При обработке воды, имеющую высокую жесткость, фосфатами калия или натрия с добавлением щелочи, при поддержании значения $\text{pH} = 10 \div 12$ происходит образование гидроксилapatита $\text{Ca}_{10}(\text{PO}_4)_6(\text{OH})_2$, который захватывает большинство содержащихся в воде радионуклидов.

Для мягкой воды необходимо предварительное добавление солей кальция. Оптимальным соотношением является:

$$\text{PO}_4^{3-}/\text{Ca}^{2+} = 3 \div 5 \text{ и } \text{pH} = 10,2 \div 10,4$$

При содержании радионуклидов коэффициенты очистки составляют: для p/n стронция $200 \div 1000$, ^{95}Sr и ^{95}Nb – $100 \div 200$, ^{65}Zn – 250.

При совместном образовании $\text{Ca}_{10}(\text{PO}_4)_6(\text{OH})_2$ и $\text{Fe}(\text{OH})_3$ осадком захватывается 95 – 99 % ^{106}Ru . Фосфатное соосаждение малоэффективно для удаления ^{137}Cs (15 %) в виду хорошей растворимости фосфатов цезия.

Поскольку радионуклиды йода в водных растворах находятся в виде анионов I^- , IO_3^- , IO_4^- то в процессе фосфатного соосаждения практически не извлекаются, в следствии отрицательного заряда осадка фосфатов. Удаление радионуклидов цезия их ЖРО производят с помощью осаждения ферроцианидов металлов Fe, Ni, Cu, Zn. Наиболее эффективное удаление цезия ферроцианидом никеля, так как он менее чувствителен к соляному составу перерабатываемых отходов и избирательно связывает нуклиды цезия в широком интервале pH. Максимальная эффективность осаждения ^{137}Cs ферроцианидом никеля при $\text{pH}=9,0$, коэффициент очистки достигает $k_{оч}=100$.

Рутений трудно сконцентрировать в твердой фазе из-за многообразия его химических форм. Наиболее эффективно рутений соосаждается на сульфидах тяжелых металлов, таких как Sb, Cd, Fe, Pb.

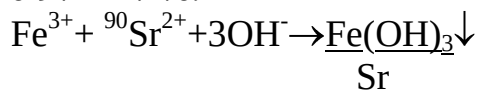
Кобальт, как и рутений, плохо концентрируется на осадках. Наиболее эффективное соосаждение кобальта из растворов с оксигидратами циркония, хрома и марганца.

б) Объемная коагуляция.

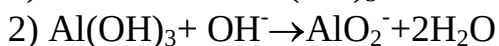
Объемная коагуляция – это укрупнение коллоидных или грубодисперсных частиц в результате их слипания под действием молекулярных сил сцепления.

При очистке ЖРО коагуляцию проводят солями железа, образующего в качестве коллектора гидроксид, другой коллектор – гидроксид алюминия применяется реже из-за возможности осаждения железа в более щелочной среде, в которой происходит лучшее соосаждение радионуклидов. Кроме того, образующиеся хлопья гидроксида железа имеют большую плотность и поверхность. Коагуляция железа хорошо протекает при $\text{pH}=10 \div 11$, что достигается при из-

вестковании. При этом степень очистки от р/н ^{90}Sr и ^{137}Cs составляет соответственно 97 и 27 %.



Применение для коагуляции солей алюминия при высоких значениях рН не возможно из-за образования растворимых алюминатов.



Степень очистки при использовании гидроксида алюминия от радионуклидов Sr и Cs при рН=7,5÷8,5 не превышает 15 %.

Образовавшийся при коагуляции осадок захватывает взвеси и коллоиды, а также ассоциированные на них радионуклиды. При этом, преимущественно из растворов удаляются многовалентные легкогидролизующиеся элементы, (например РЗЭ).

Коэффициент очистки редкоземельных элементов (РЗЭ), а так же $^{95}\text{Zr}/^{95}\text{Nb}$ составляет 50 - 100 и более. Особенно высока эффективность коагуляции при обработке отходов, содержащих α -активные радионуклиды (^{239}Pu , ^{241}Am) $k_{\text{оч}}$ достигают 1000 и более.

Гидроксид алюминия удовлетворительно осаждает радионуклиды ^{95}Zr , ^{95}Nb , $^{103-108}\text{Ru}$, ^{37}Ce ($k_{\text{оч}}=5\div10$) и практически не удаляют, находящиеся в ионной форме $^{89-90}\text{Sr}$, $^{134,137}\text{Cs}$, $^{131-135}\text{I}$ ($k_{\text{оч}}=1,1\div1,2$).

Несколько увеличивается степень очистки при подщелачивании воды кальцинированной содой вместо гидроксида натрия (коэффициент от йода возрастает до 1,3÷1,4).

При использовании гидроксида железа удаление радионуклидов из ЖРО происходит намного эффективнее, чем при использовании гидроксида алюминия.

В целях увеличения степени очистки ЖРО от радионуклидов методом объемной коагуляции процесс интенсифицируют добавлением в обрабатываемую воду сорбентов и реагентов, образующих с радионуклидами труднорастворимые соединения. В качестве добавок используют размолотый (размер частиц равен 0,1÷0,5 мм) активированный уголь, лигнин гидролизный, которые увеличивают $k_{\text{оч}}$ от р/н йода до 3 ÷ 5; от Ru до 5÷8; от Zr до 50; от Ce до 100. Добавление нитрата серебра, с которым йод образует труднорастворимые соединения, увеличивает $k_{\text{оч}}$ от радионуклидов I до 10÷12.

Методы соосаждения имеют следующие достоинства:

- низкую стоимость и доступность реагентов;
- использование широко распространенного оборудования и приспособлений;
- возможность удаления радионуклидов из водных сред в любой форме (ионной, коллоидной и т.п.);
- возможность переработки засоленных отходов.

Недостатки метода:

- низкий коэффициент очистки по многим радионуклидам;

- образование объемов шлама, требующих дальнейшей переработки (вторичные отходы);
- отсутствие полной очистки от солей, что не позволяет получать воду, пригодную для повторного использования или сброса ее в открытую гидросеть;
- относительно большой расход реагентов и необходимость достаточно точной дозировки их.

Метод соосаждения осуществляют в основном в осветлителях ЖРО и применяется в качестве предварительной очистки перед дистилляцией.

Осветлитель предназначен для осаждения из ЖРО взвешенных и коллоидных радиоактивных и неактивных загрязнений, а также удаления некоторых катионов при проведении соосаждения с кристаллическими осадками (например, при содово-известковой обработке).

Из числа радионуклидов содержащихся в исходных ЖРО, в основном удаляются те, которые находятся при данных условиях в нерастворимом состоянии или сорбируются на продуктах коррозии (в основном оксидах железа).

Схема осветлителя представлена на рис. 8.

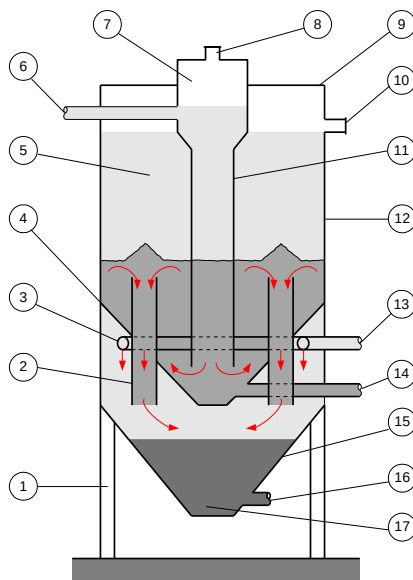


Рис. 8. Отстойник-осветлитель для ЖРО:

- 1 - опора, 2, 11 - перепускные трубы, 3 - дырчатое кольцо, 4 - ложное дно,
 5 - осветлитель, 6 - вход обрабатываемой воды, 7 - воздухоотделитель,
 8 - сдвух, 9 - крышка, 10 - выход очищенной воды, 12 - корпус,
 13 - выход очищенной воды из шламоуплотнителя,
 14, 16 - удаление шлама, 15 - конусообразное днище, 17 - шламоуплотнитель

4.1.2 Электродиализ, обратный осмос и ультрафильтрация

Мембранные методы очистки – это методы, в которых удаление радиоактивных веществ из отходов происходит на молекулярном уровне.

Наиболее перспективными для переработки ЖРО представляют электродиализ, обратный осмос и ультрафильтрация.

Эти методы уже давно применяются в практике опреснения засоленных вод, где основная задача сводится к разделению воды и соли. Такое разделение достигается избирательным прохождением через мембраны ионов (электродиализ) или воды (обратный осмос) под действием соответственно разности электрических потенциалов или перепада давления. Ультрафильтрация отличается от обратного осмоса использованием мембран с более крупными порами, требующих для фильтрования меньших перепадов давления (обычно до 1 МПа). При этом через мембрану проходят вода и соли, а коллоиды и крупные органические молекулы размерами от 2 до 10000 нм задерживаются.

Конечные продукты мембранных методов – концентраты и обессоленные или осветленные фильтраты (диализаты).

Электродиализ - основан в переносе ионов под действием постоянного электрического тока через мембраны, которые пропускают либо катионы, либо только анионы. Тогда перенос ионов приобретает строго направленный характер. Если подавать в камеры диализатора солевой раствор, то под действием электрического поля ионы будут двигаться в соответствии со знаком своего заряда, в результате чего в одних камерах будет происходить снижение концентрации солей, а в других их концентрирование.

В качестве анодов используют платину, платинированный титан, графит, а в качестве катодов – нержавеющую сталь, титан или платинированный титан. Многокамерные диализаторы весьма компактны даже при использовании нескольких сотен пар мембран, так как расстояние между мембранами в пакете составляет $1,2 \div 0,5$ мм. Уменьшение расстояния уменьшает падение напряжения на аппарате, следовательно, снижает расход электроэнергии.

При прохождении основного процесса протекает ряд побочных процессов:

- электроосмос, т. е. перенос некоторого количества воды против градиента концентрации;
- диффузия из рассольной в обессоливающую камеру.

Эффективность основного процесса зависит от степени влияния побочных процессов, поэтому ионитовые мембраны должны отвечать определенным требованиям как:

- иметь высокую ионоселективность,
- обладать высокой электропроводностью,
- минимальной скоростью свободной диффузии,
- низкой осмотической проницаемостью,
- механической прочностью и химической устойчивостью.

Широко используются в электродиализаторах промышленные гетерогенные мембраны МК-40 и МА-40.

Толщина мембран - 0,7 мм, обменная способность – $2,3 \div 3$ моль/кг для одновалентных катионов, удельное поверхностное сопротивление $30 \div 35$ Ом/см², плотность тока - $5 \div 20$ А/м².

Схема работы диализатора приведена на рис. 9.

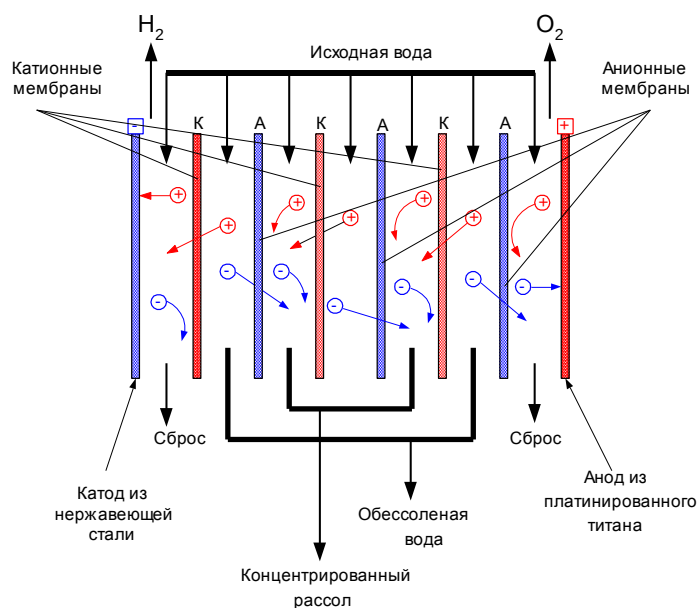


Рис. 9. Схема работы электродиализатора

Электродиализ обеспечивает очистку только от ионных форм радионуклидов, причем преимущественно от нуклидов слабогидратированных щелочных и щелочноземельных элементов. Очистка от гидролизных форм радионуклидов не происходит.

Электродиализная очистка состоит из четырех ступеней:

- на первой ступени идет частичное обессоливание и концентрирование;
- на второй – глубокое обессоливание и очистку растворов;
- на третьей – предельное концентрирование рассолов в электродиализаторе с непроточными рассольными камерами;
- на четвертой – доочистка, в случае необходимости на фильтре смешанного действия (ФСД)

Обратный осмос. Если чистый раствор и растворитель разделены полупроницаемой мембраной, то происходит переход молекул растворителя (воды) в раствор с постепенным увеличением объема последнего уменьшением концентрации. Это явление получило название осмоса, а разность давления насыщенного пара над чистым растворителем и раствором – осмотического давления, которое прямо пропорционально концентрации растворенного вещества.

Для осуществления обратного перехода растворителя из раствора через полупроницаемую мембрану, т.е. отделение воды от растворенных в ней веществ, необходимо оказать давление на концентрат превышающее осмотическое, чтобы заставить молекулы воды двигаться в направлении, противоположном направлению прямого осмоса. Подобный процесс носит название гиперfiltrации или обратного осмоса. Основным условием осуществления процесса, является подбор мембран, обладающих однородностью пор с размерами 0,35...0,5 мкм и обеспечивающих высокую селективность и скорость фильтрации, которые она должна сохранять в течение продолжительного срока работы.

Селективность мембраны ε , в %, можно рассчитать по формуле

$$\varepsilon = (C_p - C_d / C_p) \cdot 100, \quad (1)$$

где C_p и C_d – концентрации исходного раствора и деминерализованной воды.

Эффективность удаления различных ионов методов обратного осмоса зависит от их заряда и размера, определяющих степень гидратации, и увеличивается с ростом этих характеристик. Наблюдаются в целом следующие $K_{оч}$: по одновалентным ионам Na^+ , K^+ , Cl^- , NO_3^- , HCO_3^- до $15 \div 20$; по двухвалентным Ca^{2+} , Mg^{2+} до $20 \div 25$, SO_4^{2-} до 100. Степень очистки от таких элементов, как Fe, Mn, Ni, Al может быть различной в зависимости от их состояния в растворе. В то же время на очистку значительно влияют материал мембраны и ее конструкция. В целом очистку от радионуклидов, присутствующих в ионной форме, следует ожидать такую же, как и от соответствующих стабильных изотопов.

В реальных отходах изотопы тяжелых легко гидролизующихся элементов (^{60}Co , ^{50}Mn , ^{51}Cr , ^{95}Zr , ^{103}Ru , ^{144}Ce) составляют значительную часть, поэтому при использовании обратного осмоса очистка от активности, как правило, выше чем при обессоливании методом электродиализа. Наличие детергентов в отходах благоприятно сказывается на их очистке от радионуклидов вследствие образования на поверхности мембран упорядоченных структур воды, а также формирования коллоидной фазы при содержании детергентов выше критической концентрации мицеллообразования.

Так регенерируется до 75 % борной кислоты. Удаление борной кислоты приводит также к сокращению количества отходов, подлежащих отверждению. С помощью обратного осмоса предварительно концентрируют отходы перед упариванием, что позволяет сократить энергозатраты.

Известны четыре основных типа конструкций обратноосмотических аппаратов:

- фильтрпрессовый;
- трубчатый;
- со спиральной укладкой мембран;
- с мембранами в виде полых нитей.

Ультрафильтрация. Отличается от обратного осмоса использованием мембран, с более крупными порами, требующих для фильтрации меньших перепадов давления (обычно до 1 МПа). При этом, через мембрану проходит вода и соли, а коллоиды и крупные органические молекулы размерами от 2 до 10000 НМ задерживаются.

Процесс ультрафильтрации целесообразно использовать для очистки ЖРО, когда большая часть активности ассоциирована на взвешях и коллоидах, как правило, это наблюдается в щелочной среде, когда тяжелые металлы склонны к образованию коллоидных полимеров.

Максимальное содержание коллоидной фазы в отходах, перерабатываемых с помощью ультрафильтрации, не должно превышать, нескольких массовых процентов. В противном случае эффективному процессу очистки начнет препятствовать гелевая поляризация, которая аналогична концентрационной поляризации при обратном осмосе.

Ультрафильтрацию целесообразно сочетать с химическим осаждением, так как твердая фаза отделяется еще на стадии формирования коллоидов, что позволяет существенно сократить время разделения фаз и расход реагентов.

Ультрафильтрацию можно использовать вместо фильтрования и коагуляции перед процессами обратного осмоса и ионного обмена.

Ультрафильтрация с добавками – как способ переработки ЖРО, объединяющий преимущества флокуляции, ионного обмена и ультрафильтрации в один процесс. В ЖРО добавляются флокулянты и ионообменные материалы, они переводят реагенты (так называемая стадия затравливания), они переводят растворимые радионуклиды в нерастворимые формы, обычно взвешенные в ЖРО. Ультрафильтрация используется для извлечения большей части основной жидкости. Кондиционирование «твердой фазы» проводится для получения формы твердых отходов, пригодной для длительного хранения или захоронения.

Необходимо отметить, что на сегодняшний день мембранные способы очистки на действующих АЭС России применяется недостаточно широко, однако они являются весьма перспективным методом обработки жидких радиоактивных отходов, особенно на этапе вывода АЭС из эксплуатации.

4.1.3 Ионный обмен

Широкое применение в практике очистки и концентрирование жидких радиоактивных отходов нашел ионный обмен.

Сущность ионного обмена заключается в извлечении из водных растворов различных ионов посредством обмена их на другие ионы, входящие в состав фильтрующих материалов – ионитов.

Ионный обмен между раствором и ионитом имеет характер гетерогенной химической реакции и зависит как от типа ионообменного материала, так и от природы и состояния радионуклида в растворе. Количественной характеристикой ионообменного процесса служит коэффициент распределения K_p :

$$K_p = \frac{A_{исх} - A_{\phi}}{A_{\phi}} * \frac{V}{m}, \quad (2)$$

где $A_{исх}$ - активность исходного раствора; A_{ϕ} - активность очищенной воды; V - объем очищенного раствора, m - масса сорбента.

Однако на практике эффективность сорбционных процессов оценивают по коэффициенту очистки $K_{оч}$:

$$K_{оч} = A_{исх} / A_{\phi}. \quad (3)$$

Удаление радионуклидов из водных сред способом ионного обмена основан на том, что многие радионуклиды находятся в воде в виде ионов или радионуклидов, которые при контакте с ионитом сорбируются фильтрующимся материалом. Адсорбция радиоколлоидов на ионообменных материалах носит физический характер и емкость ионитов по отношению к коллоидам намного ниже, чем к ионам.

На полноту поглощения радионуклидов ионитами большое влияние оказывает содержание в растворах макроколичеств не радиоактивных компонентов, особенно химических аналогов радионуклидов.

Например, для радионуклидов цезия, такими элементами являются натрий и калий, для радиостронция – магний и кальций.

Кроме того, присутствие органических веществ в растворе влияет на процесс очистки воды ионитами. Во-первых, в результате взаимодействия некоторых радионуклидов с органическими веществами могут получиться комплексные соединения, которые не поглощаются ионитами. Во-вторых, органические вещества, присутствующие в растворе, как правило, значительно ухудшают ионообменную способность ионитов по радионуклидам из-за потери обменной емкости за счет поглощения ими органических веществ.

Поэтому, при обработке относительно засоленных ЖРО, в которых присутствуют значительные количества органических примесей, когда требуются глубокая чистка, используют двухступенчатую схему с предварительной очисткой от органических примесей.

Обработка радиоактивных вод, методом ионного обмена экономически целесообразна при солесодержании до 1 г/дм^3 , так как ионообменники быстро теряют ионообменную емкость, их необходимо регенерировать или производить замену шихты. Частая регенерация ионитов приводит к образованию больших объемов высокоактивных вторичных отходов и значительный расход реагентов, а замена фильтрующего материала, в виду большой стоимости ионитов, обходится дорого.

К недостаткам метода ионного обмена можно отнести:

- высокую стоимость ионитов;
- большой расход реагентов на регенерацию;
- образование больших объемов вторичных отходов при регенерации, требующих дополнительной переработки перед захоронением;
- низкую термическую и радиационную стойкость;
- низкую эффективность при очистке сильнозагрязненных органическими веществами и высокоминерализованных вод.

Метод ионного обмена надежен и прост, обеспечивает высокие значения коэффициента очистки слабозасоленных и низкоактивных водных сред и достаточно эффективный в двухступенчатой схеме очистки.

Ионселективная сорбция. Среди долгоживущих радионуклидов, определяющих радиоактивность теплоносителя и жидких радиоактивных отходов, а вместе с этим и радиационную опасность для человека и окружающей среды, наибольшее значение имеют:

^{137}Cs ($T_{1/2}=33$ года); ^{134}Cs ($T_{1/2}=2,06$ года); ^{60}Co ($T_{1/2}=5,06$ лет); ^{90}Sr ($T_{1/2}=28$ лет); ^{54}Mn ($T_{1/2}=312,3$ суток).

Использование селективных методов для переработки ЖРО позволяет значительно сократить объем образующихся в результате переработки отходов по сравнению с исходным объемом радиоактивных отходов, а также исключить образование вторичных жидких радиоактивных отходов.

Селективные методы наиболее эффективны для очистки ЖРО от радионуклидов кобальта и цезия, если в качестве сорбентов используют смешанные гексаферроцианиды никеля на селикагеле, а также на алюмосиликате. Кроме

того возможно использование ионселективных сорбентов для извлечения цезия и кобальта.

Использование ионселективных сорбентов позволит минимизировать объемы радиоактивных отходов путем эффективной очистки ЖРО от радиационно-значимых радионуклидов.

Радиоактивность ЖРО на АЭС в основном определяется наличием радионуклидов Cs и Co. Для концентрированных отходов (кубовый остаток, солевой плав – после выпарных аппаратов и глубокого упаривания) на радионуклиды цезия приходится более 90 %, а на кобальта менее 5 % общей активности.

За счет сравнительно малого периода полураспада ^{60}Co , очистка ЖРО от радиационно - значимых радионуклидов до низких уровней делает возможным перевод очищаемых растворов в разряд нерадиоактивных общепромышленных отходов, хранение которых может осуществляться на полигоне промышленных отходов.

Наиболее эффективное селективное извлечение радионуклидов из ЖРО достигается при последовательном пропускании ЖРО через 2-3 фильтра загруженных различными селективными сорбентами с номинальной средней скоростью фильтрации.

Для очистки водных сред взвешенных и растворенных частиц используется фильтрация воды через слой зернистого материала (сорбента) с использованием методов механической фильтрации и ионного обмена.

Очистка воды фильтрацией обусловлена, с одной стороны адгезией взвешенных частиц на поверхности материала зернистого слоя, далее механическим задержанием взвеси в порах фильтрующего материала и ионным обменным между ионами находящимися в растворе и активными группами ионита.

Различают два режима фильтрации через слой зернистого материала (сорбента) – медленный и быстрый. Очистка осуществляется как простым фильтрованием взвешенных радиоактивных частиц, так и сорбцией и биологическим поглощением растворенных и коллоидных радионуклидов.

В самом верхнем слое зернистого материала (сорбента) толщиной около 8 см сосредоточенно до 90 % всех радионуклидов, в следующем слое (толщиной около 20 см) – 8 %, а в остальном материале (толщиной примерно 170 см) – только 2 %.

Наиболее полно удаляются при медленной фильтрации радионуклиды ^{95}Zr , ^{91}Y , ^{144}Ce , для которых $k_{\text{оч}} = 5-30$, хуже ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{131}I ($k_{\text{оч}} < 2$).

При быстрой фильтрации процесс осуществляется пропуском воды над напором, создаваемым насосом, через слой крупнозернистого (насыпные фильтры) либо порошкообразного (намывные фильтры) фильтрующего материала.

При быстрой фильтрации хорошо удаляются радионуклиды предварительно связанные с хлопьями коагулянта или сорбированные на продуктах коррозии, например оксидах железа.

Быстрая фильтрация используется совместно с объемной коагуляцией в качестве предварительной ступени очистки. При использовании этой технологии очистки ЖРО хорошо сорбируются радионуклиды коррозионного и оско-

лочного происхождения, находящиеся в дисперсном состоянии ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{64}Cu , ^{95}Zr , ^{140}La , ^{144}Ce для них $k_{\text{оч}}=15 - 20$. Хуже удаляются радионуклиды, находящиеся в ионном состоянии ^{24}Na , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{131}I , ^{137}Cs , ^{140}Ba .

В зависимости от загруженного фильтрующего материала используются насыпные фильтры для очистки ЖРО от механических, коллоидных и ионных примесей, что приводит к удалению из воды радионуклидов. Коэффициент очистки насыпных фильтров от механических примесей $K_{\text{оч}}=2,5 - 3$, для коллоидных (масло) – $2 - 2,5$, для ионных – ~ 10 .

Коэффициент дезактивации насыпного фильтра изменяется от 15 (радионуклидов ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{64}Cu) до $10^2 - 10^4$ (^{24}Na , ^{90}Sr , ^{131}I , ^{137}Cs).

Конструкция насыпного фильтра АФИ – 1,0-10к приведена на рис. 10.

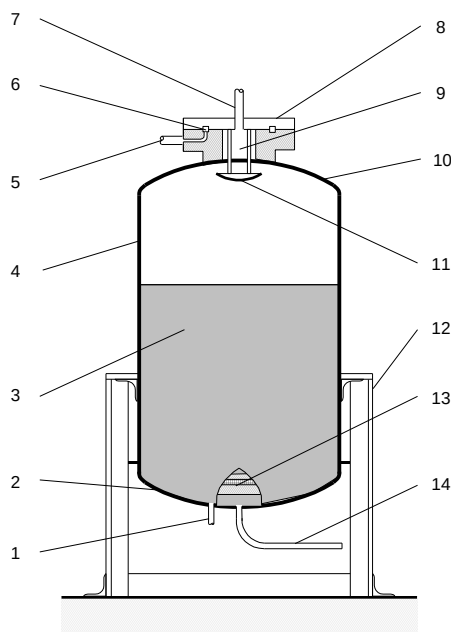


Рис. 10. Ионообменный фильтр АФИ - 1,0 – 10к:

- 1 - устройство для выгрузки фильтрматериала и полного опорожнения,
- 2 - днище, 3 - фильтрматериал, 4 - корпус, 5 - выход протечек, 6 - прокладка,
- 7 - подача обрабатываемой воды, 8 - крышка лаза, 9 - лаз, 10 - крышка,
- 11 - верхнее распредустройство, 12 - опора, 13 - нижнее распредустройство,
- 14 - выход очищенной воды

В отличие от насыпного фильтра, в намывном вода фильтруется через тонкий (несколько миллиметров) слой материала. Для обработки ЖРО в качестве фильтрующего материала используют фильтроперлит и порошковые ионообменные материалы. Благодаря большой суммарной фильтрующей поверхности всех патронов, намывные фильтры имеют меньше, по сравнению с намывными габаритные размеры. Скорость фильтрации в намывных фильтрах на порядок ниже чем насыпных, следствием чего является более высокая степень очистки. Фильтрматериал в намывных фильтрах после отработки не регенерируется, а удаляется в виде пульпы на переработку и захоронение. Объем жидких радиоактивных отходов (пульпа) от намывного фильтра в 3 раза меньше таких отходов от насыпного фильтра.

Недостатком намывного фильтра является более сложная конструкция по сравнению с насыпным фильтром и необходимость предварительного намыва и периодического удаления фильтрующего слоя и низкая надежность, связанная со «сползанием» фильтрующего слоя с патронов даже при кратковременном прекращении подачи воды.

4.1.4 Термические методы

Термические методы основаны на использовании тепла для очистки и концентрировании отходов переводом воды (основного компонента ЖРО) в пар, с последующей его конденсацией. Осуществление термических процессов требует большого расхода тепла, что является существенным недостатком метода.

Основные термические методы – дистилляция (упаривание и глубокое упаривание) и сушка.

При решении задачи получения кондиционного конденсата способ называется дистилляцией, а когда в задачу входит только концентрирование – упаривание (глубокое упаривание).

При обработке воды дистилляцией испаряют воду в дистилляторах (испарителях, выпарных аппаратах) с последующей конденсацией пара в охладителях (конденсаторах). Очистка воды на очень малой растворимости примесей в паре. Загрязнение пара происходит за счет капельного уноса (который зависит от размера капель, образующихся при кипении воды) и за счет содержания в каплях примесей. Содержание примесей значительно и поэтому капельный унос при обработке радиоактивных вод приобретает основное значение.

Загрязнение пара вследствие капельного уноса описывается соотношением

$$S_{\text{пар}} = S_{\text{к.в.}} \cdot W, \quad (4)$$

где $S_{\text{пар}}$, $S_{\text{к.в.}}$ - содержание примесей в паре и кипящей воде, W - коэффициент механического уноса (влажность пара).

Для снижения влияния капельного уноса на чистоту дистиллята применяют сепарацию пара, промывку его частью дистиллята, увеличение продувки, уменьшение кратности циркуляции и др. способы.

Метод очистки ЖРО дистилляцией имеет высокую степень очистки от радионуклидов ($K_{\text{оч}} = 10^4 - 10^6$).

Для определения $K_{\text{оч}}$ при дистилляции используют уравнение

$$K_{\text{оч}} = P \cdot (W^2 / K_{\text{уп}}), \quad (5)$$

где $K_{\text{оч}}$ – коэффициент очистки выпарного аппарата; P – доля дистиллята, возвращаемая в выпарной аппарат.

$$P = Q_{\text{ф}} / Q_{\text{п}}, \quad (6)$$

где $Q_{\text{ф}}$ - расход флегмы; $Q_{\text{п}}$ - количество образующегося пара; W - коэффициент механического уноса (влажность пара); $K_{\text{уп}}$ - коэффициент упаривания.

$$K_{\text{уп}} = Q_{\text{исх}} / Q_{\text{прод}}, \quad (7)$$

где $Q_{\text{исх}}$ - расход исходной воды; $Q_{\text{прод}}$ - расход продувочной воды для удаления концентрата.

Загрязнение пара (и соответственно, конденсата) радионуклидами происходит вследствие молекулярного, капельного, и пенного уноса. Как правило, основная часть содержащихся в ЖРО радионуклидов при дистилляции нахо-

дится в нелетучей форме. Склонностью к молекулярному уносу при упаривании в основном обладают два радионуклида: рутений в виде 4-оксида и молекулярный йод (или в виде органических соединений – лития-йод).

Рутений переходит в форму 4-оксида в сильноокислой среде, такие условия возникают при переработке азотнокислых радионатов от экстракционной переработки ОЯТ. Концентрация азотной кислоты в кубовом остатке может достигнуть 8 М.

Молекулярный йод в условиях переработки отходов при $\text{pH} = 10 - 11$ не образуется, а находится в нелетучей ионной форме.

Очистку пара от капельного уноса осуществляют в сепараторе выпарного аппарата, а более мелкие капли (транспортный унос) очищает, используя инерционный механизм за счет жалюзийных отбойников. Эта система очистки пара позволяет обеспечить стабильные и высокие значения $K_{\text{оч}}$ до 10^6 .

Наличие в ЖРО детергентов, понижающих поверхностное натяжение на границах фаз жидкость-пар создает условие для вспенивания при упаривании. Этот процесс приводит к выносу упариваемого раствора вместе с пеной и загрязнению им конденсата. Для разрушения и предотвращения уноса пены широко используют эффективный и универсальный гидродинамический способ.

Однако, гидродинамический способ разрушения пены несколько увеличивает аэрозольный унос за счет давления жидкости при высокой скорости пара. Кроме гидродинамических способов разрушения пены, используют химический способ. В упариваемый раствор добавляют химические пеногасители, на основе силиконовых соединений, которые не всегда эффективны, так как во многих случаях отмечалась не достаточно полное разрушение пены. Несмотря на высокую эффективность, дистилляция не является полностью универсальным способом очистки ЖРО.

Во-первых, содержащиеся в воде радионуклиды, ИРГ и летучие соединения рутения в процессе упаривания улетучиваются вместе с паром.

Во-вторых, дистилляция ЖРО, содержащих ПАВ, ведет к вспениванию концентратов и попаданию высокоактивной пены в дистиллят.

В-третьих, в процессе дистилляции происходит отложение на греющих поверхностях выпарного аппарата солей жесткости и взвеси, что ведет к снижению его производительности и перерасход тепловой энергии.

К недостаткам также следует отнести сложность и высокую стоимость оборудования.

Несмотря на недостатки, дистилляцию (упаривание) в настоящее время рассматривают как основной метод переработки радиоактивных отходов, наилучшим образом решающий две основные задачи переработки:

- очистку от радиоактивных и других загрязнений на 4-6 порядков;
- концентрирование и максимальное насыщение по солям, и в случае необходимости дальнейшее концентрирование с кристаллизацией солей. Дистилляцией можно очистить среды от радионуклидов, находящихся в любой физико-химической форме (ионной, молекулярной и коллоидной).

К достоинствам можно отнести невысокую требовательность к качеству отходов поступающих на дистилляцию (наличие коллоидов, детергентов), позволяет исключать применение предварительных операций (осадительные методы предочистки).

Возможность получения высоких коэффициентов очистки, позволяет дистилляции использовать самостоятельно, которая полностью решит проблему очистки конденсатом до сбросовых норм или норм оборотного водоснабжения.

При дистилляции, наряду с дистиллятом, конечным продуктом выпарной установки является жидкий кубовый остаток. В целях его дальнейшей переработки применяются дополнительное выпаривание (упаривание) в специальной установке.

Установка глубокого упаривания (УГУ).

Установка предназначена для переработки жидких солевых концентратов (кубовый остаток), образующихся при выпаривании радиоактивных вод на установках спецводоочисток энергоблоков АЭС. Кубовый остаток, перед подачей на установку глубокого упаривания выдерживает в промежуточной емкости и хранят до состояния чтобы в нем отсутствовали радионуклиды йода (I) и ИРГ (Kr, Xe).

Глубокое упаривание исходного раствора (кубового остатка) происходит в прямоточном испарителе, обогреваемом паром. Корпус прямоточного испарителя выполнен в виде U – образной трубы. Раствор подается насосом на вход испарителя. Общая длина испарительного канала составляет 35метров. Греющий пар подводится непосредственно в корпус испарителя. Испаритель имеет участок для предварительного подогрева исходного раствора перед входом его в греющую камеру. Подогрев проводится за счет теплоты конденсата греющего пара, проходящего по межтрубному пространству участка. Схема установки глубокого упаривания приведена на рис. 11.

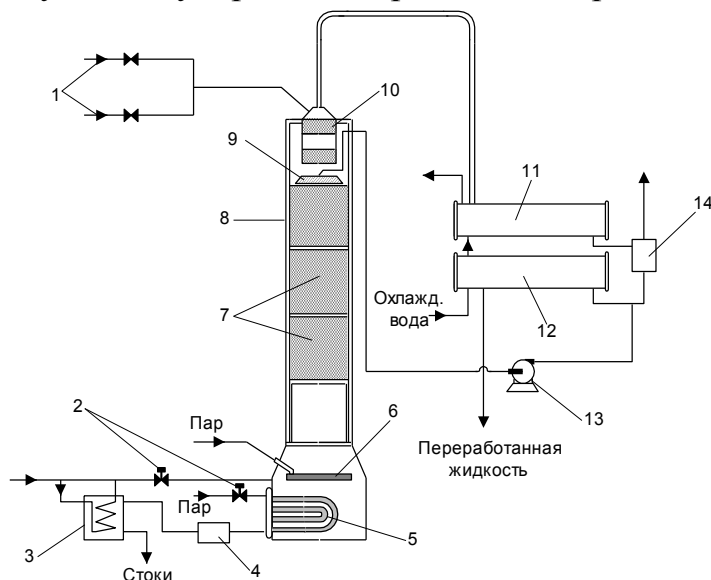


Рис. 11. Перегонный куб:

- 1 – подача воды и кислоты для дезактивации; 2 – электромагнитные клапана; 3 – предварительный подогрев; 4 – паровый уловитель; 5 – спираль подогрева; 6 – спираль подогрева; 7 – кольцо Рошига; 8 – паровая рубашка; 9 – распределитель рефлюкса; 10 – влагоуловитель; 11 – конденсатор; 12 – охладитель; 13 – рефлюкс; 14 – венткамера

В результате выпаривания кубового остатка получается смесь, которая разделяется в системе циклон-сепаратор на пар и конденсат с высоким содержанием солей. Солевой концентрат направляется в контейнер, где после остывания затвердевает с образованием твердого солевого продукта.

Кроме переработки радиоактивного кубового остатка в твердый солевой продукт, УГУ может использоваться для выделения из кубового остатка кристаллической буры, из растворов борной кислоты чистой кристаллической борной кислоты, переработка щелочных стоков. При необходимости солевой продукт, получаемый после переработки кубового остатка, может подвергаться битумированию, цементированию или остекловыванию.

Для временного хранения, солевого радиоактивного продукта (солевой плав), получаемый после переработки ЖРО на установки глубокого упаривания, используют специальные контейнеры, которые хранятся в железобетонных емкостях хранилища твердых радиоактивных отходов на промплощадке АЭС.

Технические характеристики типового контейнера приведены ниже:

- объем, м ³	0,2,
- заполнение солевым продуктом, %	90,
- вертикальная нагрузка на 10ти ярусный контейнер, кН	37,5,
- масса заполненного солевым продуктом контейнера, кг	425.

Контейнер сверху снабжен быстросъемной герметизирующей пробкой, снаружи поверхность его имеет защитное кремнийорганическое покрытие.

4.2. Методы отверждения жидких радиоактивных отходов

Концентраты ЖРО полученные в результате их переработки должны храниться в течение нескольких десятков лет в изоляции от окружающей среды. Необходимость изоляции РАО от окружающей среды приводит к необходимости перевода радионуклидов в твердую форму. Концентраты, полученные в результате очистки ЖРО, представляют собой шламы после фильтрации и химической обработки, отработавшие ионообменные материалы (пульпы), кубовые остатки и солевые плавы после упаривания и глубокого упаривания. Эти концентраты обычно отверждают с помощью методов цементирования, битумирования, включение в керамические и стеклообразные материалы.

После отверждения ЖРО к твердым формам предъявляются следующие требования:

- высокая химическая стойкость;
- низкая скорость выщелачивания радионуклидов;
- достаточная механическая прочность;
- термическая и радиационная стойкость, обеспечивающая стабильность отходов в процессе хранения;
- исключение выделения пыли из за недостаточной механической прочности;
- соответствие теплофизических параметрам условиям отвода тепла в процессе хранения.

При переработке и выборе схем отверждения РАО основополагающими являются следующие положения:

- возможность и условия максимального удержания радионуклидов в процессе переработки радиоактивных отходов;
- получение конечного продукта с заданными свойствами, необходимыми для обеспечения его безопасной транспортировки и хранения;
- создание работоспособного и безопасного технологического процесса с учетом обращения с вышедшим из строя оборудованием;
- возможность переработки РАО различного состава.

Для отверждения концентратов радиоактивных отходов используют три основные группы:

- неорганические (цемент, гипс и др.);
- термопластичные (битум, асфальт и др.);
- керамические и стеклоподобные материалы.

4.2.1 Цементирование

Включение в цемент радиоактивных отходов в настоящее время является одним из основных методов отверждения как гомогенных (кубовые остатки), так и гетерогенных (пульпы) отходов. Технология цементирования отличается простотой и заключается в смешении концентрата отходов с цементом.

При введении наполнителя (концентратов) в цемент прочность цементного камня обычно уменьшается. Для исключения возможности разрушения отвержденного продукта при транспортировании в случае аварийной ситуации необходимо, чтобы прочность цементного камня была не ниже 10 МПа.

Для уменьшения вымываемости радионуклидов из цементной матрицы их обычно переводят в нерастворимые соединения или сорбируют на специальных добавках, которыми часто служат различные глинистые материалы (вермикулит, бентонит и т.п.), сланцы и др.

Установлено, что вымываемость цезия из цементного блока при степени наполнения его солями, равной 10 %, в случае добавления 20 % бентонита уменьшалась в 80 раз. Добавки цеолитов в цемент обеспечивают низкую вымываемость цезия (не более 10^{-5} г/см² · сут).

Исследована зависимость объема цементированных РАО от концентрации нитрата в растворе и отношение раствор цемент при гидромодуле 1-7 показали, что при повышении концентрации NaNO₃ от 200 до 500 кг/м³ объем конечного продукта увеличивается по сравнению с объемом исходных ЖРО от 2 до 7 раз ($\kappa = 0,5$ и $0,14$ соответственно). При этом расход цемента возрастает в 5 - 5,5 раз, что делает процесс не эффективным с экономической точки зрения.

Потому цементирование целесообразно применять для обработки РАО с концентрацией солей не более 500 кг/м³. Скорость выщелачивания цезия при этом (по методике МАГАТЭ), составляет $(2...13) \cdot 10^{-2}$ г/см² в сутки.

Основные недостатки метода:

- сравнительно невысокая степень включения компонентов радиоактивных отходов в цемент, что увеличивает объем отвержденных продуктов, поступающих на хранение;

- значительная вымываемость из цемента включенных в него компонентов;
- наличие большого количества воды в отвержденном продукте.

Существенным недостатком цементирования является низкая морозостойкость цементного камня с солями РАО. После десятикратного замораживания при температуре от $-10 \dots -20$ °С камень разрушается. Поэтому цементные блоки должны захораниваться либо ниже уровня промерзания грунта, либо в хранилище должна поддерживаться температура не ниже 0 °С... -1 °С.

В целом цементная матрица является одной из наименее удачных, но ее недостатки частично компенсируются низкими затратами на процесс цементирования, в том числе относительно дешевизны сырьевых материалов, и простотой и надежностью технологии.

Существует несколько промышленных способов и технологий цементирования РАО.

Один из методов широко используемое в настоящее время – цементирование в потоке смешением в шнеке.

Схема цементирования РАО со смешением в потоке показана на рис. 12.

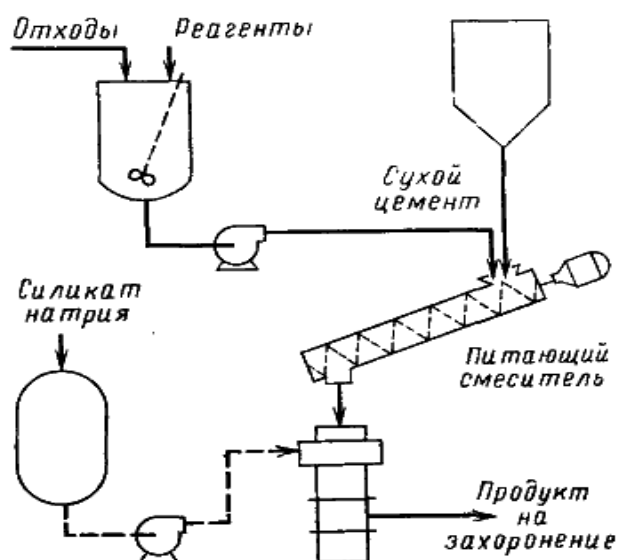


Рис.12. Схема цементирования концентратов РАО со смешением в потоке

4.2.2 Битумирование

Битумирование – один из эффективных способов отверждения.

Битум – продукт перегонки нефти или каменного угля, благодаря своей термопластичности позволяет при нагревании успешно включать в себя концентраты с получением гомогенного продукта. Гидростойкость битума обеспечивает довольно надежную изоляцию включенных в него компонентов. Битумы обладают такими положительными качествами как: непроницаемость, пластичность, достаточная химическая инертность, невысокая стоимость, незначительное воздействие со стороны микроорганизмов.

При введении в битум компонентов, входящих в состав радиоактивных отходов свойства битума изменяются. Эти изменения вызваны взаимодействием битума и наполнителей. Изучение процессов взаимодействия битума и наполнителя

(ЖРО), дало возможность определить оптимальные условия проведения процессов: исключить возникновение экзотермической реакции между концентратом натрия и битума (температура взаимодействия не выше 350 °С) и возгорания битума (возможно лишь при создании сильного теплового воздействия, приводящего к разогреву выше температуры самовоспламенения, т.е. выше 350 °С).

Большое внимание уделяется вопросам взрывобезопасности процесса. Пределы детонационной способности различных систем органические вещества – нитраты металлов составляют от 6 - 7 до 10 - 15 % по массе содержания органических веществ. Хранение битумных компаундов с содержанием более 15 % битума взрывобезопасны.

Включение в битум более 40 - 50 % обезвоженных солей позволяют получить конечный продукт с достаточно высокой степенью закрепления радионуклидов (скорость выщелачивания радионуклидов при хранении в контакте с водой $10^{-4} - 10^{-5}$ г/см²·сут).

При битумировании отходов со значением pH больше 12 может происходить омыление органических соединений входящих в состав битума, что уменьшает его водоустойчивость.

Исследования влияния радиации на свойства битумированных отходов показали, что при мощности дозу гамма излучения не более 1 Гр/с (активности более $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/дм³) отсутствует разложение битума, не изменяется фракционный состав не наблюдаются газовыделения при хранении.

Битумирование концентратов ЖРО проводится или в непрерывном (кубовые остатки), или в периодическом (пульпы и шламы) режиме.

Технологические параметры процесса битумирования должны обеспечивать получение битумного компаунда с заданными характеристиками (наполнение по сухому остатку, водоустойчивость, влажность, вязкость), а также пожаро- и взрывобезопасность при его получении и хранении.

Рекомендуются следующие основные параметры:

- удельная активность ЖРО не более $3,7 \cdot 10^6$ Бк/дм³;
- температура процесса битумирования – 130...160 °С;
- температура при битумировании ионообменных смол – не более 40 °С;
- наполнения (по массе) битумного компаунда по солям – 50 %, по ионообменным смолам – 40 %;
- содержание боритов натрия (по массе) более 20 %, мыла до 4 %, pH до 12.

В режиме непрерывного битумирования используют битумы марк БНК-45/180; БНД – 60/90; БНД - 90/130, а также возможно использование битума БН-111, которые имеют температуру размягчения 40...45 °С. Основные характеристики битумов приведены в табл. 4.2.

Процесс битумирования радиоактивных отходов должны соответствовать определенным условиям:

- 1) При выборе марки битума необходимо учитывать опасность загустения смеси при применении тугоплавких битумов и опасность расслоения при использовании мягких битумов (рекомендуется битум БН-111);

Таблица 4.2 - Основные характеристики битумов

Марка	Температура размягчения, °С	Потеря массы при 160 °С, %	Температура вспышки, °С	Фракционный состав (по массе), %
БНК 45/180	42	1,0	240	67 (масса), 21,6 (смолы), 0,7 (асфальтены)
БНД 60/90	47	1,0	200	59 (масса), 22 (смолы), 19 (асфальтены)
БНД 90/130	40	1,0	200	То же

2) Перемешивание битума с жидкими отходами должно осуществляться при температуре 120...130 °С до практически полного обезвоживания. Температура ниже 120 °С не допустима в виду чрезмерного увеличения вязкости смесей и необходимостей испарения солевого раствора;

3) Недопустимо появление зон с температурой выше 300 °С во избежание бурных окислительно-восстановительных реакций между битумом и нитратом натрия;

4) Процесс перемешивания битумной массы с кубовым остатком должен исключать центробежное движение массы в горизонтальной плоскости из-за возможности образования на стенках установки битумирования и нагревателе слоя компаундов, обогащенного нитратом натрия.

Для битумирования направляют РАО имеющие следующие характеристики:

- активность до 10^8 Бк/дм³;
- солесодержание – 200...250 г/ дм³;
- объем до 1200 м³/год;
- для пульп фильтроматериалов(иониты, активированный уголь, объем до 100 м³/год, объемная активность до 10^9 Бк/дм³).

Объемная производительность установки битумирования по кубовому остатку 200 дм³/ч; по пульпе фильтроматериалом до 100 дм³/ч, расход битума до 80 кг/ч, расход греющего пара при работе битуматора до 500 кг/ч, давление греющего пара – 0,8 МПа.

На рис. 13 приведено устройство битуматора для битумирования РАО.

Конечные операции на всех установках битумирования одинаковы: затаривание битумной массы, хранение или захоронение контейнеров (блоков) с продуктами.

4.2.3 Включение РАО в стеклообразные материалы и керамическую матрицу

Неорганические стекла, в силу особенности их строения могут успешно использоваться в качестве среды для включения в них радионуклидов.

Стекло при нагреве способно растворять, а при последующем охлаждении прочно удерживать сложную смесь оксидов продуктов деления и активации. Получаемый продукт обладает высокой радиационной и химической стойкостью.

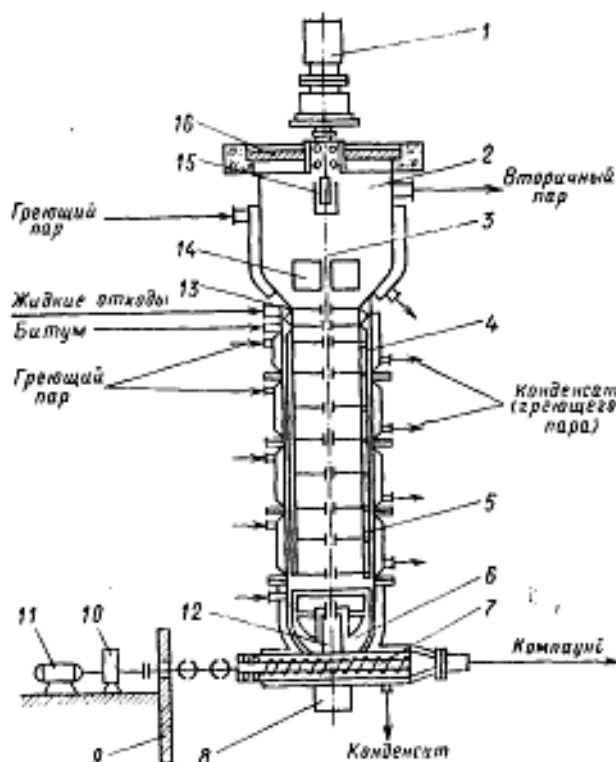


Рис. 13. Устройство битуматора для битумирования РАО.

Схема роторного пленочного битуматора: 1 - мотор-редуктор; 2 - сепаратор; 3 - ротор; 4 - царга; 5 - скребок; 6 - мешалка; 7 - винт; 8 - подшипник; 9 - защита; 10 - редуктор-разделитель; 11 - электродвигатель; 12 - вспомогательное кольцо; 13 - инерционный брызгоотбойник

В расплавах стекловидных систем в процесс перехода из твердого состояния в жидкое не происходит разрыва ковалентных связей между атомами Si-O, Al-O, B-O, образующих каркас стекла. Ковалентные связи обуславливают полимерное строение стекла и приводит к пониженной летучести его составных частей с относительно низким коэффициентом диффузии атомов и высокой химической устойчивости. Это свойство стекловидных систем выгодно отличает от металлических и солевых и предопределяет их использование в процессах переработки радиоактивных отходов.

Главный недостаток стекла – его термодинамическая неустойчивость, которая проявляется в кристаллизации стекла (расстекловывании) под действием высокой температуры, обусловленной радиоактивным распадом. Расстекловывание ухудшает первоначальные свойства продукта, в частности приводит к возрастанию скорости выщелачивания. Тем не менее в настоящее время остекловывание рассматривается как наиболее целесообразный метод отверждения жидких радиоактивных отходов.

Для получения стеклоподобных материалов из радиоактивных отходов необходимо вводить флюсующие добавки либо в процессе обезвоживания и кальцинации, либо в готовые кальцинированные продукты.

Кальцинированные продукты с добавками переводят в расплав после застывания которых образуется стеклоподобная масса.

Стеклообразная структура образуется лишь в том случае, если в результате переохлаждения расплава вязкость будет быстро и непрерывно возрастать от нескольких пуаз до 10^{14} и выше.

Высокая вязкость стеклообразных материалов достигается лишь в расплавах, содержащих определенные количества окислов-стеклообразователей.

В обычных стеклах эту роль выполняют элементы III-V групп Периодической системы Д. И. Менделеева: кремний, алюминий, бор, фосфор и др.

Эти элементы образуют в стеклах поливалентные радикалы типа $(\text{SiO}_3)_n^{2n-}$, $(\text{BO}_2)_n^{2n-}$, $(\text{PO}_3)_n^{2n-}$.

В полимерном каркасе растворены ионы-модификаторы, которыми обычно служат элементы I и II групп Периодической системы, связанные с каркасом более слабыми и более ионными связями.

Наличие ионов-модификаторов приводит к уменьшению вязкости, увеличению электрической проводимости и коэффициента термического расширения.

Стеклоподобные материалы, получаемые в результате остекловывания радиоактивных отходов отличаются от обычных стекол и имеют худшие по сравнению с последними физико-химические показатели. Одной из причин является необходимость введения в состав стеклоподобного материала значительного количества окислов, входящих в состав РАО которые не являются стеклообразователями».

Соединения щелочных и щелочноземельных металлов способствуют снижению температуры плавления и уменьшению вязкости расплавов. Одно- и двухвалентные катионы в стекле образуют чисто ионные связи.

Соединения щелочных металлов в расплаве стекла, как правило, подвергаются диссоциации, в результате увеличивается электрическая проводимость расплава.

Окислы щелочных и щелочноземельных металлов либо заполняют пустоты между элементами каркаса, либо входят в структуру каркаса.

В алюмосиликатных стеклах вследствие изоморфного замещения групп (SiO_4) группами (AlO_3) в каждой структурной группе появляется отрицательный добавочный заряд, для нейтрализации которого щелочной ион легко входит в структуру алюмосиликата.

Как правило, в состав радиоактивных отходов входят элементы переменной валентности VI-VIII групп Периодической системы. Включение их в стекло обусловлено процессами растворением в силикатных расплавах. Растворимость их ограничена так как в силикатном стекле может содержаться до 15 - 20 % Fe_2O_3 , до 5 % MoO_3 , до 10 - 15 % Cr_2O_3 .

Некоторые окислы в силикатных системах играть роль плавней (например, FeO , MoO , CoO и др.).

Многочargedные ионы обладают высокой поляризующей способностью и легко образуют центры кристаллизации.

Некоторые окислы остаются в расплаве в виде дискретных матриц. К ним относятся окислы рутения, палладия, кроме того, в расплавах могут находиться

смешенные окислы шпинели $(\text{Mg,Fe})\text{O}$, $(\text{Al, Fe})_2\text{O}_3$, двуокись церия, которые растворяется в стекле при температуре более 1200°C ; MoO_2 растворяется в силикатных стеклах при температуре выше 1150°C . Сульфат-ион при избыточном содержании в стекле способен образовывать вторую фазу.

В восстановительной атмосфере возможно восстановление до SO_2 , который переходит в газовую фазу.

В целях предотвращения газового уноса в РАО вводят свинец и борсодержащие флюсы.

Для получения силикатных стекол в процессе переработки отходов в качестве флюсующих добавок используют кремнезем, окись алюминия, борный ангидрид и при необходимости соли натрия.

Соединения щелочных и щелочноземельных элементов играют роль плавней, борный ангидрид применяют для снижения вязкости расплава и лучшей его гомогенизации.

Флюсующими материалами могут служить различные природные материалы: глины, базальтовые породы.

При подборе флюсующих добавок учитывают следующие факторы:

- материал, полученный при плавлении, должен обладать высокой химической и радиационной стойкостью;
- флюс не должен содержать летучих компонентов;
- расплав должен обладать достаточно низкой вязкостью;
- флюсующие добавки не должны быть дорогостоящими.

В результате переработки радиоактивных отходов с использованием силикатных флюсующих добавок могут быть получены материалы трех типов:

а) 60 % стеклообразующих добавок (SiO_2 , Al_2O_3) не более 10 - 15 % окислов щелочных металлов и борного ангидрида, до 10 % смеси окислов железа, хрома, марганца и др.

б) 40 - 45 % стеклообразующих компоненты, 15 - 20 % нестеклообразующие окислы многовалентных металлов (железа, хрома, марганца и др.), в этом случае материал не является однородным и при охлаждении часто образует кристаллические материалы. У этих материалов в кристаллическую фазу переходят окислы железа Fe_2O_3 и Fe_3O_4 , твердые растворы системы $\text{Fe}_2\text{O}_3\text{-Cr}_2\text{O}_3$, а при повышенных концентрациях магния - магнезиоферрит. При низком содержании SiO_2 в стекле приводит к увеличению числа разрывов связи Si-O-Si , уменьшению степени полимеризации каркаса и снижению химической стойкости;

в) плавленные материалы, напоминающие по своей структуре базальты - поликристаллическое микрогетерогенные тела (эти материалы получают из радиоактивных отходов при низком содержании щелочных металлов, высокой температуре (не менее 1200°C), высокой вязкости расплава и очень медленном его охлаждении).

Наряду с силикатными системами радиоактивные отходы включают в фосфатные стекла, химическая стойкость которых определяется наличием полимерного фосфатного каркаса.

Для получения фосфатных стекол в процессе химической переработки к радиоактивным отходам добавляют фосфорную кислоту или фосфаты натрия.

Фосфатные стёкла отличаются от силикатных, могут содержать большие количества различных окислов без угрозы уменьшения химической стойкости. Многие металлы (в том числе щелочные) входят в состав полимерного каркаса, связывая тетраэдры PO_4 в прочные цепи.

Многие окислы, такие как MoO_3 , обладают повышенной растворимостью в фосфатных расплавах по сравнению с силикатными. В фосфатные стекла легко вводятся Al_2O_3 , TiO_2 , BaO , ZrO_2 , ThO_2 , имеющие высокую температуру плавления и относительно малое силовое поле катиона.

При использовании фосфатных стекол вводят флюсующие добавки в раствор, не нарушая его гомогенности. В конечном материале содержание P_2O_5 обычно достигает 35 - 60 %.

При температуре не выше 1000 - 1100 °С можно получить фосфатное стекло с высокой устойчивостью при содержании P_2O_5 50±5 %, Na_2O 20+ 5 % и окислов других многовалентных металлов ±5 %.

Для увеличения количества вводимых некоторых составных частей отходов, используют смешанные фосфатно-силикатные стекла, содержащие 10 - 15 % P_2O_5 .

На температуру плавления силикатного расплава влияет количество соединений щелочных и щелочноземельных элементов, а на фосфатность стекол содержание алюминия и других многовалентных металлов и мольное отношение $\text{Na} : \text{P}$.

Для уменьшения уноса радионуклидов парогазовым потоком ограничивают верхний предел рабочей температуры.

Установлен повышенный переход ^{137}Cs в парогазовую фазу при переработке РАО на стадии плавления.

При этом наблюдается заметная улетучивание цезия с уменьшением вязкости шихты и появление жидкой фазы. Кроме того, окись натрия вытесняет окись цезия из образовавшихся термостойких соединений, а в присутствии борного ангидрида легко образуются летучие бориты цезия, в частности тетраборит цезия.

В целях предупреждения попадания ^{137}Cs в газовую фазу на стадии плавления состава РАО проводят реакцию с твердой двуокисью кремния. Слой которой в количестве 0,3 г/см², расположенный на поверхность расплава, практически исключает загрязнение ^{137}Cs газовой фазы.

Переход рутения в газовую фазу при получении радиоактивных расплавов так же, как и при кальцинации, связан с образованием летучей четырехоксида рутения RuO_4 . Окислению рутения соответствует наличие кислорода воздуха, и окислительно-восстановительная среда, которые образуются в процессе плавления шихты содержащие высшие окислы металлов переменной валентности, например Cr_2O_3 , Mn_2O_3 .

При температуре выше 1000 °С образование RuO_4 происходит без участия окислителей по реакции $2\text{RuO}_2 \rightarrow \text{RuO}_4 + \text{Ru}$.

При получении фосфатных стекол летучесть рутения наблюдается уже при температуре 600 °С, т.е. с момента появления жидкой фазы. Кроме того установлено, что чем полнее происходит процесс фосфатообразования, тем меньше переход рутения в газовую фазу. Что уменьшает летучесть рутения, в этом случае увеличивают соотношение P_2O_5/Me_2O_3 .

Кроме того снижение улетучивания может быть достигнуто предварительным введением фосфата на стадии кальцинации.

Появление в парогазовой фазе других радионуклидов, объясняется уносом их с испаряемыми компонентами стекла.

При отверждении радиоактивных отходов в стекловидных расплавах присутствующие соединения Ru , CeO_2 , Fe_2O_3 , как правило, находятся в кристаллической форме, поэтому наличие значительных количеств многовалентных металлов приводит к тому, что расплавы занимают промежуточное положение между стеклами и металлургическими шлаками.

В процессе остекловывания высокоактивных отходов в зависимости от состава отходов и флюсующих добавок, условий получения и охлаждения расплава получают стеклокристаллические материалы с различным соотношением стекловидной и кристаллической фаз.

На практике процесс остекловывания проводят в два этапа:

- сначала жидкие радиоактивные отходы смешивают с фосфорной кислотой (фосфатами), борсиликатным флюсом, содержащим стеклообразующие добавки и при повышенной температуре подвергают концентрированию и разложению;

- далее сиропообразный концентрат нагревают в тигле для получения расплава стекла, который после затверждения отправляют на захоронение.

Данный способ остекловывания РАО обеспечивает разложение значительного количества входящих в состав отходов химических соединений, тем самым исключая необходимость учитывать их вредное влияние при захоронении, и значительно сократить объем по сравнению с битумированием (в 2-4 раза), и цементированием (в 10 раз по сравнению с обычными и в 4 раза по сравнению с усовершенствованными процессами цементирования).

Усложнение технологического процесса остекловывания отходов вызвано необходимостью применения высоких температур по сравнению с битумированием и цементированием. Это компенсируется преимуществами свойств остеклованных отходов, приводящих к упрощению транспортировки захоронения (низкая скорость выщелачивания, значительное сокращение объема, пожаробезопасность).

Стекла на основе фосфорной кислоты (фосфатные стекла) устойчивы к воздействию температуры и высокой влажности, благодаря этому в процессе их хранения не образуются газообразные продукты радиолиза и в хранилищах не повышается давление.

Типовая схема установки остекловывания радиоактивных отходов приведена на рис. 14.

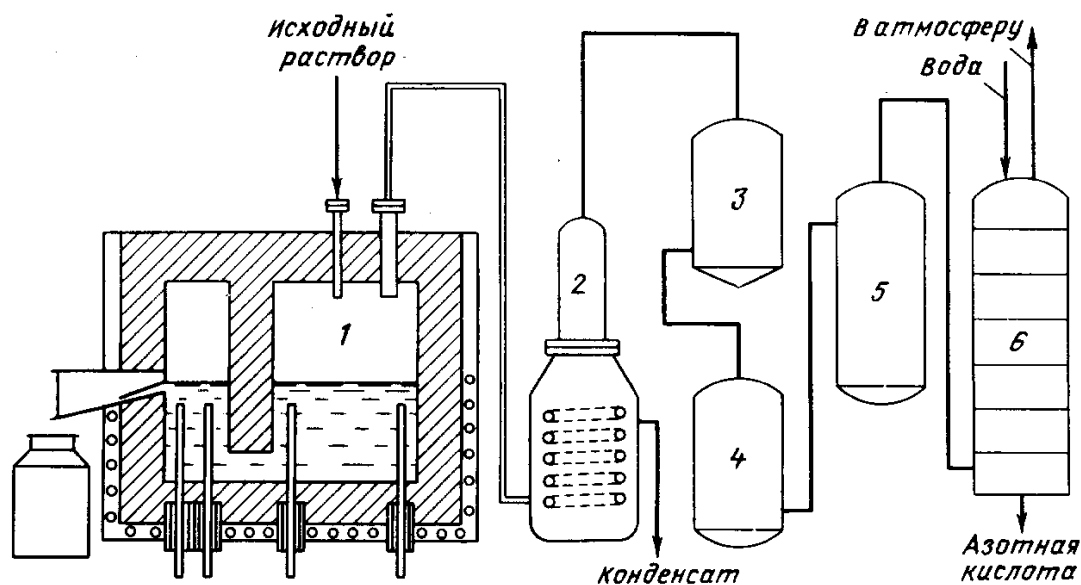


Рис.14. Типовая схема установки остекловывания радиоактивных отходов

Приведенные отечественными и зарубежными специалистами изучения поведения стекол при их хранении на протяжении разных промежутков времени показало, что эти стекла хорошо сохраняют свои первоначальные свойства если температура процесса кристаллизации не превышает $500...600^{\circ}\text{C}$.

Реальные составы стекол существенно зависят от исходного состава радиоактивных отходов и особенностей применяемой технологии остекловывания: способа денитрации отходов, применяемого устройства для кальцинации, способа нагрева, режима процесса отверждения и т.п.

Для широкого внедрения метода остекловывания радиоактивных отходов необходимо выполнить дополнительные работы по усовершенствованию оборудования, выбору оптимальных условий включения в стеклоподобные материалы компонентов которые могут присутствовать в радиоактивных отходах (хлориды, фториды, сульфаты и т.п.), а также решить вопрос о повторном использовании и переработке азотно-кислого конденсата, образующегося в процессе остекловывания.

В табл. 4.3 приведены основные характеристики установок для остекловывания радиоактивных отходов применяемых за рубежом.

Наряду с остекловыванием, разрабатывается и другие методы отверждения РАО с целью получения термодинамически более стойких чем стекло, продуктов, способных сохранять в течение длительного времени механическую прочность и химическую стойкость.

Керамические материалы, полученные в одностадийном процессе, имеют низкие физико-химические показатели. В процессе кальцинации обильно выделяются газообразные продукты, которые делают керамику пористой, с низкими значениями теплопроводности и высокой скоростью выщелачивания. По этой причине керамику получают в двух стадийном процессе с использованием кальцината.

Таблица 4.3 - Характеристики установок для остекловывания РАО

Страна	Установка	Дата пуска (проект)	Тип процесса	Природа стекла	Выход стекла, кг/ч
Бельгия	PAMELA	1985	Плавление в керамическом плавителе, включение в металлическую матрицу	Боро-силикатное	30...40
	AVB	1987	Двухстадийный типа AVM	То же	15
Англия	WVP	1989	Двухстадийный типа AVM	То же	25 или 60 т/год
	Harvest – 1	1977	То же	То же	Лаборатор
Индия	WIP	1983	То же	То же	4
Италия	IVET – 2	1988	То же	То же	100 дм ³ /нед
США	WVDP	1988	Одностадийный, плавление в керамическом плавителе	То же	2200 м ³ ВАО
	DWPF	1989	То же	То же	1500 кг/сут
	HWVP	1990	То же	То же	900 т/год
СССР		1974	То же	То же	100 дм ³ /ч
		1974	То же	Фосфатное	100 дм ³ /ч
		1974	Двухстадийный, плавление в керамическом плавителе	То же	демонстрат
Франция	PIVER	1969 1970	Плавление в тигле	Боросиликатное	
	AVM	1978	AVM 1 нитка двухстадийный	То же	12...20 кг/ч
	AVH-R7	1987	AVM 3 нитки	То же	200 т/год
	AVM-T7	1989	AVM 3 нитки	То же	
ФРГ	FIPS-1	1984	Упаривание, денитрация, сушка, плавление	То же	1 кг/ч
	FIPS-2	1982		То же	1,5 кг/ч
ФРГ	VERA	1970	Одностадийный, плавление в керамическом плавителе	То же	35 кг/ч
	VA – II	1983	То же		
	VERA – II		То же		Полупромышленный
	WAW	1992	То же	То же	Промышленный

Кальцинат получают при 900...1000 °С распылительном способом с добавками фосфорной кислоты. Отверждение ЖРО с образованием кальцината пред-

почтительно, благодаря практически полному отсутствию балластных компонентов в конечном продукте.

Более стабильные минералоподобных материалы по сравнению с фосфатной керамикой получают при добавлении к отходам окислов кремния, кальция, алюминия и стронция с последующим прокаливанием кальцината при температуре 1200...1300 °С (суперкальцинат). Подобный процесс обработки позволяет получить прочные минералоподобные соединения, например для цезия $\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$.

Из отходов несложного состава (смеси окислов цезия, алюминия, стронция, молибдена и кремния) при 1200 °С получены соединения типа поллуцита и теслита SrMoO_4 .

При получении минералоподобных материалов из отходов более сложных составов рубидий и натрий вместе с цезием будут входить в структуру поллуцита, америций и кюри в структуру шеелита.

Повышенное содержание в радиоактивных отходах натрия при термообработке кальцината при температуре до 1300 °С приводит к получению сравнительно пористых материалов, а при температуре 1400 °С наблюдается повышенная летучесть цезия.

Для получения прочного монолита температуры термообработки снижают и применяют горячее прессование.

Для включения радионуклидов твердые формы используют различные глины с последующей термической обработкой при разной температуре вплоть до 1300 °С.

Высокопрочные материалы типа гранита получают с применением метода изостатического прессования, который позволяет осуществить процесс структурообразования при давлениях до 6000 МПа и температуре до 2000 °С. В этой технологии возможно включение керамического материала содержащего радионуклиды в пресс-формы из неактивных материалов.

Получение кристаллических фаз необходимого состава возможно только лишь при строгом соотношении компонентов отходов и соотношении добавок, так как введение новых компонентов приводит к изменению свойств конечного продукта. Кроме того, отходы с большим содержанием натрия уменьшают степень закрепления цезия и повышают его летучесть.

Для уменьшения влияния компонентного состава отходов на свойства конечного продукта готовят суперкальцинат, содержащий 10 % отходов и 90 % добавок. Добавки подбирают таким образом, чтобы получить минералы, типа холандит, циронелит, перовенит, известных своей устойчивостью в природе и способностью включать различные элементы, в том числе щелочные, щелочно-земельные и редкоземельные элементы. В качестве добавок используют Al_2O_3 (10 %), CaO (9 %), BaO (13 %), TiO_2 (57 %), ZrO_2 (11 %). Необходимая структура формируется при отжиге кальцината в восстановительной атмосфере при температуре 1200...1220 °С. Подобные кристаллические структуры могут формироваться также переводом суперкальцината при температуре около 1300 °С в расплав, при охлаждении которого и образуется минералоподобная кристаллическая структура. Термообработкой можно получить боросиликатные стекло-

керамические материалы различного состава, содержащих 32 - 60 % SiO_2 , 10-24 % Al_2O_3 , 4 - 11 % B_2O_3 , 0-10 % окислов щелочных металлов, 3 - 14 % TiO_2 .

Подобные материалы подвергают термической обработке в два этапа. Температура и продолжительность отжига в каждом этапе зависят от компонентного состава и колеблются от 3 до 5 ч при 500...700 °С в первом этапе (для образования центров кристаллизации) и от 6 до 24 ч при 800...1000 °С во втором этапе (для обеспечения оптимальной скорости роста кристаллов). В этом случае получают материал, кристаллическая фаза которого содержит материалы типа поллуцита, диоксида и др., которые прочно связывают долгоживущие продукты деления ядерного топлива.

При контакте с водой подобных материалов происходит селективное выщелачивание стекловидной фазы при этом остается устойчивой кристаллическая часть.

Проблема теплоотвода при хранении отвержденных высокоактивных отходов привела к разработке материалов, в составе которых находилось определенное количество металла. Материалы с включениями стекловидных или кальцинированных отходов в металлические материалы получили название виттрометов.

Для получения подобных материалов сначала готовят стеклогранулы из фосфатного или борсиликатного стекла, которые помещают в двухстенный контейнер. Контейнер нагревается до 500 °С, и в него подаются гранулы легкоплавкого металла. Металл плавится в верхней части контейнера и заполняет пустоты между стеклогранулами. Металлическая фаза может быть представлена различными металлами и сплавами например Pb-Sb-Mn (84, 12 и 4 %), Pb-Sb (98,5; 2,5 %), Pb-Te (99,5; 0,5 %), Zn-Al-Si-Mg (96; 3,9 - 4,3; 0,1; 0,06 %) и другие с температурой плавления от 234 до 400 °С. Теплопроводность получаемого материала в 7 - 10 раз превышает теплопроводность стеклообразных отходов. При этом скорость выщелачивания радионуклидов не отличается от скорости выщелачивания из стекла.

Допустимая температура хранения виттромеров должна быть ниже температуры плавления используемых металлов и сплавов, поэтому она значительно ниже температуры хранения стекла.

При получении виттрометров в процессе смешения материалов с различной плотностью (стекло и металл) идет дробление стекла, ухудшающая качество композитов.

Для устранения этого недостатка используют процессы, получения металлокерамических материалов (перлитов). Перлиты получают при восстановлении из растворов металлов, как входящих в состав отходов, так и специально добавляемых, кальцинации и горячем прессовании. Кроме металлов, в отходы вводят необходимые добавки для получения алюмосиликатов, титанатов и других труднорастворимых соединений.

Для повышения безопасности хранения гранул кальцината и стеклогранул их могут включать в различные матрицы или покрывать оболочками из пиролитического углерода, металла, карбида кремния и т.п.

Минералоподобная керамика и другие подобные материалы являются перспективной формой отверждения высокоактивных радиоактивных отходов, однако технология их получения и аппаратурное оформление процессов развито значительно слабее, чем для процесса остекловывания.

4.3. Остекловывание радиоактивных отходов

Из методов остекловывания большой интерес вызывает получение стеклообразных материалов в индукционных плавителях.

Из особенностей метода остекловывания и стекла, как матричного материала, следует отметить:

- значительный коэффициент сокращения объема первичного ЖРО не менее 4-х при исходном солесодержании отходов 350...400 г/л;
- высокая химическая стойкость – более чем на порядок превышающий битумированный продукт и на 2-3 порядка цементированный;
- пожаробезопасность при обращении с конечным продуктом.

Остекловывание в настоящее время является общепринятым методом в мировой практике для отверждения высокоактивных отходов. А в последнее время наблюдается интерес к остекловыванию отходов и среднего уровня активности.

Работы по остекловыванию ЖРО среднего уровня активности начаты в конце 70-х годов прошлого века. Разработка метода остекловывания проводилась и проводится в направлениях отработки составов стекла для локализации отходов, выбора стеклообразующих добавок, изучение свойств конечного продукта, разработки оборудования отработки технологических режимов.

Свойства конечного продукта исследовалось как в лабораторных, так и в условиях реального воздействия окружающей среды на опытных участках захоронения конечного продукта.

Исходя из полученных результатов испытаний, выбрана общая схема организации процесса для создания установки остекловывания жидких радиоактивных отходов, которая состоит из 3-х стадий, выполняемых независимо друг от друга.

- 1 стадия – подготовка отходов (сушка и удаление избыточной влаги);
- 2 стадия – подготовка шихты (смешение солей отходов и стеклообразующих добавок);
- 3 стадия – плавление шихты в плавителе и получение стекла.

Приведенная схема организации позволяет выполнять работы по каждой стадии независимо друг от друга по времени и пространству, исключить необходимость синхронизации процессов в различных узлах установки, отказаться от использования дозирующих устройств.

Отходы остекловывают с использованием борсиликатного флюса, а в качестве стеклообразующих добавок используют дешевые и распространенные материалы песок и суглинок.

При остекловывании отходов АЭС с реакторами типа ВВЭР, содержащих соединения бора, что характерно для жидких отходов станции с реакторами

ВВЭР, необходимость добавления последних с флюсом отпадает, что существенно удешевляет процесс.

Основные технологические параметры процесса остекловывания отходов в печи прямого джоулевого нагрева приведены в табл. 4.4.

Таблица 4.4 - Параметры процесса остекловывания ЖРО в плавильных печах

Параметры		ЖРО	
		АЭС с РБМК	АЭС с ВВЭР
Площадь поверхности плавителя, м ²		0,72	0,72
Концентр. солей в жидких РАО, кг/м ³		348	375
Концентрация солей после роторного испарителя, кг/м ³		~1000	~1000
Влажность шихты, мас. %		22	23
Производительность по жидким РАО, 10 ⁻³ м ³ /ч		30±5	50±7
Производительность по стеклу, кг/ч		22± 2	30± 5
Удельная производительность по стеклу, кг/м ² ч		40±5	50±7
Температура варки стекла, °С			
Коэффициент сокращения объема		1160±20	1130±20
Температура отходящих газов, °С		4,2	4,5
Удельные энергозатраты, кВтч/кг		170	150
Унос из плавителя, %			
	Твердой фазы	3,2±0,2	3,4±0,2
	Sr - 90	0,7	1,0
	Cs - 134,137	1,4 ±0,2	1,8 ±0,5
	α -излучатель	2,9±0,2	3,5±0,5
	B ₂ O ₃	~0,1	~0,1
		0,4±1	0,7±0,2

Опыт эксплуатации существующих установок показал, что наиболее ответственным аппаратом, во многом определяющем возможности и характеристики всей установки в целом, являются плавитель. Керамический плавитель является аналогом аппаратов, используемых в традиционном стекловарении.

Достоинством этой технологии является большой опыт эффективности эксплуатации печей такого типа. Вместе с тем, такие его особенности, как сложность конструкции, сложность в монтаже, высокая стоимость применяемых материалов, большие габариты и масса, ограниченный ресурс работы и сложность ремонта и замены в случае выхода из строя, длительный период вывода на рабочий режим и необходимость в поддержании в «горячем» состоянии при вынужденном простое других узлов установки – накладывает определенные ограничения на его применение. Многие вышеперечисленные недостатки могут быть устранены при использовании варианта малогабаритного водоохлаждаемого горнisaжного плавителя с использованием высокочастотного индукционного нагрева, так называемого плавителя «холодный тигель». Использование плавителя этого типа позволяет ликвидировать ряд недостатков, свойственных печи прямого нагрева.

Из особенностей плавителя этого типа следует отметить его относительно малые габариты при достаточно высокой производительности. Наибольшие размеры – небольшой объем активного материала, одновременно находящегося в процессе, малые количества вторичных отходов, которые будут образовываться при монтаже плавителя после окончания срока его службы.

В данном технологическом процессе плавитель изготавливается из обычной нержавеющей стали. Отсутствие непосредственного контакта расплава с материалами плавителя ввиду образования между расплавом и стенкой плавителя слоя замершего стекла – гарнисита, существенно снижает проблему коррозии плавителя, а объемный характер нагрева расплава высокочастотным полем позволяет интенсифицировать процесс плавления.

Из недостатков этой технологии можно отметить несколько большие энергозатраты на проведение процесса. Однако эти недостатки не сравнимы с преимуществами полученного конечного продукта. В настоящее время существуют установки, находящиеся на опытной эксплуатации с индукционным плавителем «холодный тигель», электроснабжение которых осуществляется от высокочастотных ламповых генераторов колебательной мощности 160 и 60 кВт с рабочей частотой 1,76 МГц. Работы по остекловыванию ЖРО проведены на Курской и Чернобыльской АЭС, кубовых остатков Московской станции очистки. Полученный опыт при отработке процесса остекловывания, позволил сформулировать основные требования к технологическому процессу и приступить к созданию крупномасштабной промышленной установки, в которой реализованы эти требования.

Функциональная схема установки разбита на следующие узлы: приемы ЖРО, концентрирование, подготовки стеклообразующих добавок, приготовление шихты в плавитель, блок плавителей, печь отжига стеклоблоков с системой выгрузки, система газоочистки. Кроме основных узлов, технологическая схема имеет ряд вспомогательных систем, обеспечивающих нормальную работу основного оборудования: электропитание, пробоотбора, радиационного и технологического контроля и т.д.

В данной технологии использован принцип двухстадийной организации процесса, суть которого в предварительном концентрировании ЖРО и подачи шихты в плавитель в виде суспензии влажностью 22 - 25 мас. %. Процент влажности выбран из условия достаточного растекания шихты по поверхности расплава стекла и относительно небольших величин уноса радионуклидов и других компонент шихты с отходящими газами из плавителя.

Узел концентрирования предназначен для концентрирования исходного состава ЖРО до солесодержания 1000...1100 кг/м³ и выдачи концентратов в аппараты для приготовления шихты. Узел выполнен на основе обогреваемых паром вертикальных роторных пленочных испарителей (3). Схема узла концентрирования позволяет вести переработку отходов в широком диапазоне начального солесодержания и не требует стабилизации параметров греющего пара и расхода упариваемого раствора. Конденсат собирается в емкости (6) и направляется на очистку. Узел концентрирования выполнен на базе прямоточного ис-

парителя, но это требует стабилизации параметра греющего пара и расхода ЖРО и ужесточает требования к составу первичных отходов. Узел приготовления шихты предназначен для получения пластообразной шихты 22 - 25 мас. % и состоит из аппаратов подготовки стеклообразующих добавок (7), шнека реверсивной подачи (8) и двух смесителей (9). В качестве стеклообразующих добавок используют дешевые и широко распространенные материалы: кварцевый песок, суглинок, датолитовый концентрат. Установка оснащается блоком из трех независимых высокочастотных плавителей типа «холодный тигель». Каждый плавитель помещен в отдельный бокс с автономным питанием от своего генератора. В работе одновременно может находиться разное число плавителей, в зависимости от требуемой производительности или при проведении регламентных работ.

Порционная подача шихты в плавителе производится питателями (11) в автоматическом режиме. Печь отжига (13) служит для регулируемого охлаждения стекловых блоков и выполнена в виде туннельной печи с 4 зонами регулируемого нагрева/охлаждения.

Важным элементом установки является система газоочистки, задачей которой является улавливание радионуклидов, макрокомпонентов ЖРО и шихты, а также продуктов их термического разложения при осуществлении процесса остекловывания. При выборе методов улавливания аэрозольного уноса из плавителя учитывалась образование значительных объемов вторичных отходов при использовании «мокрых» методов очистки.

Среди «сухих» методов улавливания используется фильтрование газов, способных обеспечивать высокую эффективность очистки тонкодисперсных аэрозолей (~1 мкм), образующихся в процессе остекловывания.

Улавливание аэрозолей производится в 2 стадии:

- на 1-й – в фильтре грубой очистки (14) используется оксалон в виде иглопробивного войлока или ткани саржевого плетения. Материал после выработки ресурса включается в расплав стекла. Продукты уноса, уловленные на фильтре, возвращаются в плавитель.

- на 2-й – в фильтре тонкой очистки (15) применяются фильтры из ультратонкого стекловолокна с диаметром волоком 0,85 мкм (фильтр «ФАРТРОС»), которые также легко включаются в расплав после исчерпания ресурса.

При термическом разложении нитрата натрия – основного солевого компонента отходов образуются оксиды азота. Очистка отходящих газов от оксидов азота до азотов кислорода.

Установка остекловывания оборудуется системой автоматизированного управления, обеспечивающих контроль работоспособности аппаратов установки, сбор и обработку технологической информации и передачи ее оператору. Проектом предусматривается, по мере отработки рабочих режимов аппаратов и узлов установки, проведение процессов в автоматическом режиме. Основные параметры процесса и технические характеристики установки остекловывания и плавителя «холодный тигель» приведены в табл. 4.5.

Таблица 4.5 - Параметры процесса при остекловывании РАО

Параметры и свойства	Материалы				
	Борсили- катное стекло	Алюмоси- ликатное стекло	Титанси- ликатная стеклоке- рамика	Тита- натная керами- ка	Зольный остаток печи сжигания
Температура процесса, °С	1200-1300	1300-1500	1400-1500	1400- 1600	1400-1500
Массовая скорость выпуск расплава, кг/ч	0-20	7-13	9-14	8-13	10-20
Удельная производитель- ность кг/м ² ч	150-180	80-110	70-90	100-130	150-300
Удельные энергозатраты, кВтч/кг	5-8	6-9	7-11	6-8	5-7
Содержание оксидов РАО, масс. %	30-40	35-45	12-25	10-20	80-100
Потери цезия, %	3-5	3-10	4-8	6-10	3-6
Скорость выщелачивания цезия	~10 ⁻⁶	~10 ⁻⁶	10 ⁻⁶ -10 ⁻⁷	~10 ⁻⁶	~10 ⁻⁶
Прочность на сжатие, МПа	700-1000	600-800	700-900	700-900	700-1000
Коэффициент уменьшения объема	3-5	3-5		-	5-10 (50-500)

Таблица 4.6 - Основные технические характеристики установки остекловыва-
ния и плавителя «ХОЛОДНЫЙ ТИГЕЛЬ»

Производительность	Значения
По стеклу, кг/ч	До 75
По ЖРО, м ³ /ч	До 0,3 (солесодержание 200 кг/м ³)
Удельная активность	
- исходных ЖРО, Бк/л	До 3,7·10 ⁶
- стеклоблоков, Бк/кг	6,3·10 ⁶
Установленная мощность, кВт	1000
Расход охлаждающей воды, м ³ /ч	30
Размер помещения, м	9·12·24
Масса стеклоблока, кг	50
Характеристика плавителя	Значения
Производительность по стеклу, кг	До 25
Рабочая частота, МГц	1,76
Колебательная мощность генератора, кВт	160
Характеристика плавителя	Значения
Рабочая температура, °С	1150-1250
Вес плавителя со стеклом, кг	130
Минимальный объем стекла в плавителе, м ³	0,014
Габариты плавителя, мм	250·800·700
Площадь поверхности расплава, м ²	0,11
Удельный расход электроэнергии, кВтч/кг	5-6
Расход охлаждающей воды, м ³ /ч	1,5-6

Производительность индукционного плавителя в 25 кг/ч считается достаточной для переработки ЖРО поступающие на переработку, однако уже сейчас возникают вопросы увеличения производительности плавителя. Такие работы ведутся.

Повысить производительность плавителя возможно несколькими путями:

- оптимизацией самого плавителя, изменением его конструкции для снижения потерь тепла, оптимизацией связи с генератором. Такие изменения в конструкции осуществлены и опытная плавка с тем же генератором мощностью 160 кВт позволил достичь производительности в 35 кг/ч по стеклу;

- оптимизацией способа подачи материала в плавитель. Производительность базового образца составляет 25 кг/ч при подаче в него материала в виде пасты. Если перейти к подаче материала в сухом виде или в виде кальцината, производительность может составить 35 и 50 кг/ч соответственно;

- увеличением мощности питающего генератора. В настоящее время разработаны специализированные генератор для питания индукционного плавителя «холодный тигель». Рабочая частота этого генератора 440 кГц, колебательная мощность 250 кВт. Также разработан плавитель для такого генератора. Плавитель имеет диаметр около 1 м и расчетную производительность 100...120 кг/ч.

Работы по этому направлению продолжаются. По результатам математического моделирования сделан вывод о возможности создания плавителя производительности до 500 кг/ч по расплаву.

4.4. Очистка газоаэрозольных выбросов

Газоаэрозольные выбросы, являются частью газообразных радиоактивных отходов (ГРО).

ГРО, образуются на различных стадиях ядерно-топливного цикла, отличаются по своему составу и по уровню активности.

Основными нуклидами, определяющими активность газов и аэрозолей, подлежащих удалению, являются инертные радиоактивные газы (ИРГ) (Kr, Xe и др.) радионуклиды йода (I). Радионуклиды ИРГ и йода могут существовать либо в аэрозольной, либо в газовой форме. В аэрозольной форме могут также находиться продукты деления (осколки) ядерного топлива такие как Cs, Sr, Sr и многие другие (Ru).

Аэрозоли имеют различные размеры и массу, на основании чего производится выбор и расчет очистных средств на линии доставки газоаэрозольных отходов к сбросным системам.

Объем газов, подлежащих очистке зависит от режима работы АЭС и других предприятий ЯТЦ. Радиоактивность газов может достигать 10^{10} Бк в сутки и определяться радионуклидами криптона, ксенона, йода и рутения.

Очистка сбрасываемых в окружающую среду газов и аэрозолей производится из расчета снижения их активности до допустимых значений.

Газообразные радиоактивные отходы не классифицируются, а характеризуются суммарной объемной активностью. Их классификация связывается с

вентиляционными системами и тогда их разделяет по признаку технологического происхождения.

В связи с разнообразием технологических процессов в практике используются различные методы улавливания аэрозолей. Уловить дисперсные частицы – это значит отделить их от газа (чаще всего воздуха) и предотвратить возможность их повторного попадания в эту среду.

АЭС, радиохимические заводы и другие предприятия ЯТЦ имеют разветвленную и сложную сеть приточно-вытяжной вентиляции, состоящую из систем общеобменной вентиляции, системы очистки отходящих газов и основных узлов и аппаратов.

В приточных вентиляционных системах осуществляется очистка вентиляционного воздуха от аэрозольных частиц. В приточных вентиляционных системах устанавливают пылеемкие воздушные фильтры, эффективность очистки которых составляет 60 - 80 % по атмосферным аэрозолям.

Для очистки воздуха перед выбросом его в атмосферу применяют высокоэффективные тонковолокнистые фильтры.

Задача очистки газо-аэрозольного выброса АЭС – снизить активность аэрозолей, радионуклидов йода и ИРГ, поступающих на выброс до допустимых значений.

Радиоактивные аэрозоли и изотопы радиоактивного йода удаляются из помещений вентиляционными системами, работающими либо по принципу рециркуляции, либо на выброс.

Чтобы не превысить допустимые выбросы (ДВ), установленные и рассчитанные согласно нормативным документам, воздушную среду очищают с помощью аэрозольных и йодных фильтров. Основной характеристикой фильтрующих устройств является их эффективность, под которой понимают отношение количества дисперсной фазы (массы, активности), задержанной в улавливающем устройстве, к количеству дисперсной фазы на его входе за определенный промежуток времени. Эффективность аэрозольных фильтров составляет до 95 %.

В современных АЭС и предприятиях ЯТЦ используются так называемая радиохроматографическая система очистки аэрозолей и газов от радионуклидов, при которой радионуклиды накапливаются в слоях сорбента, одновременно подвергаясь радиоактивному распаду.

Типовая система газоочистки (СГО) на АЭС состоит из трех идентичных взаимозаменяемых подсистем, каждая из которых способна очистить от радионуклидов полный объем газового сброса энергоблока.

Первая подсистема является рабочей, вторая – вспомогательной, третья – резервная.

СГО – предназначена для очистки газовых сдувок после достижения водорода.

В процессе эксплуатации энергоблока производятся постоянные сдувки радиоактивных газов и аэрозолей из барботажного бака компенсатора объема, охладителя выпара и прямка организованных протечек, а также из баков

«грязного» конденсата. Во избежание взрывоопасных концентраций водорода газовые сдувки разбавляют азотом, а сдувки после деаэратора и барбатера направляют на установку дожигают водорода.

Далее газовая смесь поступает на установку газовых сдувок и аэрозолей.

Типовая система газоочистки АЭС приведена на рис. 15.

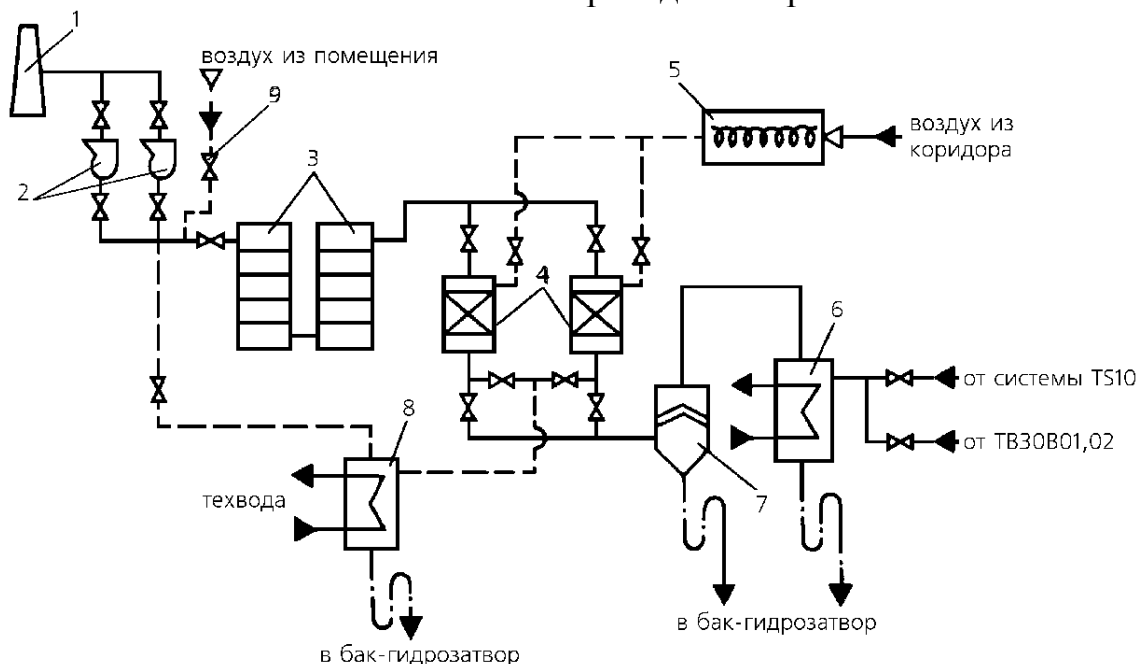


Рис. 15. Упрощённая схема системы СГО (на примере нитки TS20):

- 1 - венттруба блока; 2 - газодувки; 3 - фильтр-адсорбер; 4 - цеолитовые фильтры;
- 5 - нагреватель контура регенерации; 6 - теплообменники; 7 - самоочищающийся фильтр;
- 8 - теплообменник контура регенерации; 9 - автоматический регулятор расхода

Для снижения радиоактивности ИРГ и радионуклидов йода в выбросах АЭС, применяют либо камеры выдержки, либо радиохроматографические системы.

Принцип снижения активности ИРГ и йода в газовом потоке, направляемом на выброс в вытяжную трубу, как с помощью камеры выдержки, так и с помощью радиохроматографической системы одинаков – выдержка выбрасываемого газа в течение времени, за которое часть радионуклидов ИРГ распадается и активность в газовом потоке уменьшается.

Камера выдержки – простейшее и достаточно эффективное очистное устройство. Она представляет собой герметичную емкость объемом $2000 \div 3000 \text{ м}^3$, внутри которой для газового потока организован лабиринт. Из-за большого объема и наличия лабиринта очищаемый газ на выходе камеры выдержки появляется с задержкой по времени по сравнению с временем поступления его на вход камеры выдержки.

Время задержки не зависит от физико-химических свойств очищаемого газа и одинаково как для радионуклидов Кг, так и для радионуклидов Хе. На выходе камер выдержки газ обогащен радионуклидами с большими периодами полураспада. Схема соединения камер выдержки позволяет при необходимости соединять их последовательно для увеличения времени выдержки.

Основным источником газообразных радиоактивных нуклидов является активная зона. С негерметичными твэлами и использованием одной камеры выдержки может снизить активность ИРГ в выбросе до допустимого значения.

Дочерними радионуклидами ИРГ являются короткоживущие радионуклиды Rb и Cs, поэтому при прохождении газового потока через камеру выдержки в ней образуются ^{85}Rb , ^{87}Rb , ^{88}Rb , ^{89}Rb , ^{135}Cs , ^{137}Cs , ^{138}Cs , которые находятся в аэрозольной форме. В этом случае камера выдержки является генератор радиоактивных аэрозолей, при этом их объемная активность на выходе камеры может быть больше, чем на входе. Чтобы исключить поступление этих аэрозолей на выбросе, после камеры выдержки они поступают на систему очистку газового потока от аэрозолей.

4.5. Свойства отвержденных радиоактивных отходов

4.5.1 Водостойкость отвержденных отходов и механизм выщелачивания радионуклидов

Водостойкость отвержденных отходов является одним из основных свойств, по оценке которого определяют миграцию радионуклидов в окружающую среду.

Механизм перехода радионуклидов в водную среду из отвержденных материалов определяется основным фактором – растворимостью соединений, входящих в отвержденный продукт. Переход в водную среду радионуклидов определяется не только растворимостью радионуклидов в воде, но и водостойкостью матрицы.

В начальный период степень перехода радионуклидов в воду определяется растворимостью соединений находящихся на поверхности материала контактирующего с водой.

По мере обеднения поверхности растворенными радионуклидами скорость их растворения уменьшается, и дальнейшее растворение продукта будет определяться процессами, связанные со скоростью проникновения воды к свежим слоям материала, а также диффузией радионуклидов в полости микропор, образующихся при выщелачивании растворимых компонентов, и скоростью обмена образовавшегося в порах раствора с растворителем.

При изменении структуры твердого материала в результате длительного контакта с водой зависимость скорости выщелачивания от времени будет иметь сложный характер. Для выражения скорости выщелачивания используют различные величины.

В целях определения количества перешедших в воду радионуклидов определяют суммарную активности воды отнесенную к общей активности образца, выраженную в процентах.

Наиболее достоверным выражение скорости выщелачивания является отношения активности радионуклидов, перешедших в воду в течение 1 сут к 1 см^2 поверхности, к объемной активности твердого материала.

В этом случае скорость выщелачивания рассчитывают по формуле

$$R = A_r \cdot (A_0 \cdot S \cdot t), \quad (8)$$

где A_r - активность радионуклидов, перешедших в воду за время t ; A_0 - удельная активность образца; S - поверхность образца, контактирующая с водой.

Несмотря на сложный характер механизма выщелачивания радионуклидов, при длительном контакте образцов с водой, начиная с определенного периода, закономерности перехода радионуклидов в воду будет приближенно описываться первым законом Фика. Это позволяет определить коэффициента суммарного процесса выщелачивания, который называется фактором выщелачивания.

Фактором выщелачивания по физическому смыслу аналогичен фактору диффузии. Фактор выщелачивания F может быть рассчитан по тангенсу угла наклона прямолинейного участка графика, построенного в координатах:

$$A_r/A_0 - F = \operatorname{tg}^2 \alpha (\Pi/4). \quad (9)$$

Фактор выщелачивания F при долговременном контакте образцов с водой не будет постоянной величиной. но его использование позволяет оценить общее количество радионуклидов, перешедших в водную среду за определенный период времени.

В этих целях используют зависимость, которая учитывает значение фактора выщелачиваемости, активность радионуклидов в начале хранения, период их полураспада и поверхность контакта твердого материала с водой (10):

$$A_n = \frac{2A_0 \sqrt{F \cdot S}}{\sqrt{\Pi}} * \left[\frac{1}{2} * \int \frac{e^{-\lambda t}}{t} dt - \int \sqrt{t} * e^{-\lambda t} * dt \right]. \quad (10)$$

Коэффициент диффузии D радионуклида в твердом теле значительно меньше фактора выщелачивания F . Поэтому теоретически скорость выщелачивания при длительном контакте образцов с водой не может быть меньше, чем это допускает скорость диффузии радионуклида, т.е. скорость выравнивания концентраций радионуклида в массе твердого тела и на его поверхности.

Значение коэффициента диффузии можно использовать для оценки минимально возможной скорости выщелачивания радионуклидов из твердых тел. Максимальная скорость выщелачивания определяет не только степень загрязнения первой порции воды, вступающей в контакт с отвержденными отходами.

При кратковременном контакте воды с отвержденными отходами в период между соприкосновением с водой поверхность твердого материала, обедненная радионуклидами в результате выщелачивания, будет обогащаться ими вследствие диффузии из внутренних слоев.

Время, необходимое для выравнивания концентраций, зависит от скорости диффузии радионуклидов в поверхностном слое воды, куда переходит радионуклид.

После выравнивания концентраций скорость выщелачивания радионуклидов будет иметь значение, близкое к скорости выщелачивания при первом контакте с водой.

Скорость выщелачивания радионуклидов из отвержденных отходов зависит от ряда факторов, среди которых один из важнейших - структура отходов и форма нахождения в них радионуклидов.

4.5.2. Выщелачивание радионуклидов из неорганических материалов

В стеклоподобных отходах (боросиликатных, алюмосиликатных, фосфатных и др.) степень фиксации радионуклидов зависит от прочности каркаса, он в свою очередь от количества стеклообразователей в составе отвержденных отходов.

Для стекол, полученных при температуре 900...1150 °С степень перехода в воду радионуклидов уменьшается в ряду цезий-стронций-рутений, цирконий, ниобий – редкоземельные элементы – америций и другие α -излучатели.

Так, скорость выщелачивания для цезия и стронция составляет 10^{-4} - 10^{-5} г/(см² · сут), редкоземельных элементов 10^{-7} - 10^{-8} г/(см² · сут) и α -излучателей не более 10^{-8} г/(см² · сут).

Скорость выщелачивания нуклидов цезия превышает скорость выщелачивания других элементов для любого состава, что обусловлено большим ионным радиусом и малой плотностью поверхностного заряда иона. В связи с этим у цезия наименьшая энергия связи Cs-O.

В большинстве плавленных материалов цезий находится в виде силикатов, алюмосиликатов, боратов, которые достаточно хорошо растворимы в воде. Степень фиксации цезия определяется защитной ролью силикатного каркаса.

Скорость его выщелачивания изменяется в зависимости от химического состава в той же последовательности, что и скорость разрушения водой силикатного каркаса.

Исключение составляет двуокись титана, которой в количестве 10 % значительно уменьшает скорость выщелачивания. Однако даже наличие двуокиси титана в образцах не позволяет уменьшить скорость выщелачивания ⁹⁰Sr до значения 10^{-7} г/(см² · сут). То есть применять добавку TiO₂ практически не имеет смысла для образцов с высокой химической устойчивостью (с содержанием 70 % SiO₂).

Аналогичное явление отмечено для стекол у которых с увеличением содержания SiO₂ ослабляется влияние специфических добавок.

Высокая скорость выщелачивания ⁹⁰Sr также связана со сравнительно низкой энергией связи Sr - O и довольно высокой растворимостью его соединений.

Скорость выщелачивания радионуклидов из фосфатных стекол тесно связана с общей химической стойкостью материала. Положительно влияет на химическую стойкость присутствующие окислы Al₂O₃, TO₂, BeO, ZrO₂, ThO₂, которые имеют высокую температуру плавления и относительно малое силовое поле катиона.

Для таких окислов характерны преимущественно слабые ионные связи, поэтому, входя в структуру фосфатного стекла (тетраэдры AlO₄ перемежаются с тетраэдрами PO₄), они значительно укрепляют связи между отдельными структурными элементами, повышая химическую устойчивость. Эти свойства приводят к тому, что скорость выщелачивания радионуклидов из фосфатных стекол может быть ниже, чем из боросиликатных.

Скорость выщелачивания радионуклидов так же, как нерадиоактивных элементов, обычно значительно выше в динамических условиях (особенно при частой замене воды), чем в статических (в застойной воде).

В процессе выщелачивания в первую очередь в воду переходят ионы щелочных и щелочноземельных элементов, повышая значение рН воды, что особенно ощутимо при длительном контакте образца с водой.

В реальных условиях на скорость выщелачивания будет влиять химический состав почвенных вод и скорость ее движения. Существенное влияние на скорость выщелачивания температура воды. Повышение температуры от 25 до 100 °С приводит к увеличению скорости выщелачивания в 10 - 100 раз. Скорость выщелачивания радионуклидов из боросиликатных, фосфатных, свинцовых и других стекол, суперкальцината, металлических матриц с включенными фосфатными стеклами существенного не отличается.

Пониженная скорость выщелачивания наблюдается у материалов типа базальта, полученного при температуре выше 1200 °С и минералоподобных материалов, в которые радионуклиды входят в виде химически устойчивых минеральных комплексов.

Большинство соединений, входящих в состав жидких отходов, не претерпевает изменений в процессе цементирования, в отличие от материалов, получаемых в результате высокотемпературной обработки.

Небольшая часть ЖРО способна вступать в химическое взаимодействие с компонентами цементного раствора, образуя сложные соединения с гидросиликатами и гидроалюминатами кальция. Поэтому состояние радионуклидов в цементных блоках будет зависеть от их состояния в растворе и от способности вступать в химическое взаимодействие с составными частями цемента.

Так, ^{90}Sr аналогично кальцию входит в состав гидросиликатов и гидроалюминатов и удерживается в цементном блоке благодаря защитной роли цементного каркаса.

Пористая структура цементного блока (от 1 до 13 м²/г), существенно влияет на скорость выщелачивания так же, как истинная поверхность контакта цемента с водой в 100 - 1000 раз больше площади грани блока, поэтому решающим фактором, в выщелачивания в результате контакта с цементным блоком, является не химическая стойкость материала, а его пористость.

Несколько выше химическая устойчивость материала, замешанного на гидроокиси железа и не содержащего растворимых солей.

Поверхностно-объемный характер выщелачивания радионуклидов из цементных блоков приводит к тому, что при хранении блоков, замешанных на реальных отходах в воде, в течение 75 суток из поверхностного слоя толщиной 0,5 см в воду переходят более 70 % содержащегося в нем ^{90}Sr .

Уменьшение пористости цементных блоков достигается обработкой поверхности блока газообразным четырехфтористым кремнием. Это позволяет уменьшить степень выщелачивания радионуклидов в 10 раз, но усложняет процесс переработки ЖРО.

4.5.3 Стойкость битумированных продуктов к выщелачиванию водой

Скорость выщелачивания радионуклидов из битумных блоков, как и из неорганических материалов, зависит от растворимости соединений, которые присутствуют в битумном блоке, и от степени доступности этих соединений для воды.

При невысоких температурах приготовления битумных блоков, как и при цементировании, большинство соединений, входящих в состав жидких отходов, не претерпевает изменений в процессе битумирования.

Несмотря на это, степень выщелачивания радионуклидов из битумных блоков значительно ниже, чем из цементных. Это обусловлено высокими гидроизоляционными свойствами битума. Несмотря на это, в поверхностных слоях битумных материалов, после переработки радиоактивных отходов, наблюдается влагопоглощение, зависящее от растворимости, гигроскопичности и механизма связей наполняющих солей, содержащихся в отходах.

В битумных продуктах компоненты отходов связаны слабыми адсорбционными силами с битумной пленкой, поэтому эти связи легко нарушаются.

Кроме того, степень водопоглощения у блока, содержащего 40 % NaNO_3 в 6 раз меньше, чем у блока, содержащего 40 % $\text{Cs}(\text{NO}_3)_3$. Это объясняется разностью в растворимости солей. При наличии химического взаимодействия битума с компонентами отходов водопоглощение зависит от характера образующихся соединений. Так при хранении в воде битумного продукта, содержащего 60% битума БН-3, 30 % NaNO_3 и 10 % NaOH скорость выщелачивания в 10 раз выше, чем при хранении продукта, содержащего 60 % битума БН-3 и 40 % NaNO_3 . Это объясняется образованием эмульсии при взаимодействии щелочи с содержащимися в битуме органическими кислотами.

Скорость выщелачивания радионуклидов зависит от свойств используемых битумов. Уменьшение эластичности, увеличение в составе битумов доли крупных агломератов асфальтенов приводит в высокоокисленных битумах к более слабому соединению минеральных составляющих с гидрофобным материалом и к повышению скорости выщелачивания радионуклидов

4.5.4 Термическая стойкость отвержденных отходов

Термическая стойкость является один из факторов, определяющим условия хранения. Для отходов особое значение имеет способность их к саморазогреву за счет энергии распада радионуклидов.

Энергия, накопленная при радиоактивном распаде, поглощается продуктом и преобразуется в тепловую. При содержании N изотопов удельное тепловыделение продукта рассчитывается следующим образом:

$$q\nu = 5.95 * A_k^\beta \sum_{\beta N} * P_N (E\beta_m * n\beta_{iN} + E_{\gamma iN} * n\nu_{iN} * P_{\gamma iN}) * 3.7 * 10^{10}, \quad (11)$$

где $q\nu$ - удельное тепловыделение, Вт/м³; A_k^β - удельная радиоактивность продукта, кБк/л; P_N - относительная активность каждого изотопа, % общей активности; $E\beta_m$ - средняя энергия р-спектра, МэВ/расп.; $E_{\gamma iN}$ - энергия у-квантов i -й линии; $n\beta_{iN}$, $n\nu_{iN}$ - выход β -частиц и γ -квантов; $P_{\beta iN}$ - доля энергии β -частиц, поглощенная продуктом; $P_{\gamma iN}$ - доля поглощенной энергии γ -квантов.

Энергия β -частиц поглощается продуктом практически полностью, а доля поглощенной энергии γ -квантов зависит от конкретных условий хранения.

Температура, накопленная при хранении отвержденных отходов (удельной теплопроводности), и условий отвода тепла в окружающую среду.

Удельная теплопроводность отвержденных отходов изменяется от 0,2 для битумов до 1-3 для остеклованных и стеклокристаллических материалов и 10 для металлических матриц.

При захоронении радиоактивных отходов температурный эффект заметен уже при удельной активности 10^{10} Бк/дм³. В случае захоронения в грунт с высокой теплопроводностью (гранит, базальт) битумных компаундов с активностью 10^9 Бк/дм³ температура 50 °С может быть достигнута при диаметре траншеи 2-3 м.

Значение удельного тепловыделения отвержденных продуктов, полученных из водно-хвостовых растворов от переработки твэлов реактора ВВЭР после выдержки в течение 2 лет, достигает $5 \cdot 10^3 \dots 10^5$ Вт/м³. В этом случае высокие значения температуры достигаются даже при условии водяного и воздушного охлаждения.

Температурные условия хранения отвержденных отходов определяют с учетом термической стойкости подлежащих захоронению материалов. Необходимо также учитывать при хранении отходов такие факторы, как термическое разложение с выделением газообразных продуктов, взрыво- и пожаробезопасность (в случае использования матриц из органических материалов), диффузию радионуклидов в окружающую среду, изменение водостойкости и скорости выщелачивания радионуклидов.

Возможность возгорания и взрыва существует в случае, использования в качестве связующего органических материалов.

Установлено, что во всех случаях температура вспышки и воспламенения значительно превышает температуру получения и хранения компаундов.

Одной из важных характеристик взрывобезопасности является способность материалов к детонации. Смеси нитратов металлов с органическими веществами относятся к слабодетонирующим системам. Установлено, что содержание в смеси с нитратами более 15 % битума, смеси не детонируют. Пределы детонационной смеси нитратов с органическими соединениями лежит в пределах от 6 до 15 % по массе к содержанию органических веществ. Нижний предел детонации ограничен удельным содержанием скрытой энергии в системе, верхний - консистенцией системы, препятствующей распространению детонационной волны. Поэтому смеси порошкообразных веществ легче детонируют, чем битумные или другие плотные компаунды.

С точки зрения взрывобезопасности хранение битумных компаундов с содержанием более 15 % по массе битума менее опасно, чем хранение в виде солей нитратов с примесью органических веществ.

При хранении отходов с повышением температуры, часть радионуклидов переходит в газовую фазу за счет давления пара их соединений. Так повышен-

ную скорость улетучивания в процессе хранения силикатных блоков имеет ^{137}Cs . Результаты исследования приведены на рис. 16.

Увеличение перехода в газовую фазу с повышением температуры отмечается также для ^{90}Sr .

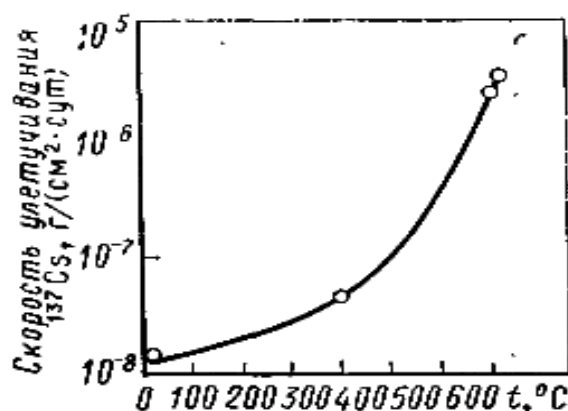


Рис. 16. Зависимость скорости улетучивания ^{137}Cs от температуры хранения стеклоблока состава, %

Кроме того, в процессе хранения остеклованных отходов при повышенной температуре, наблюдается изменение химической стойкости и скорости выщелачивания радионуклидов при последующем контакте с водой. Основной причиной этого явления служат структурные изменения в материале в виде фазовых разделений жидкость-жидкость в результате атомной перегруппировки и расстекловывания. Процесс расстекловывания связан с образованием кристаллов в результате перестройки отдельных атомов в стеклянной матрице.

Кристаллизация начинается в области температуры размягчения стекла и вызвана стремлением к созданию упорядоченной структуры с пониженной свободной энергией. При низкой температуре, когда вязкость высока и скорость диффузии атомов в стекле низка, скорость кристаллизации становится очень медленной.

Склонность фосфатных стекол к расстекловыванию связана с значительным снижением вязкости при повышении температуры. Начало кристаллизации стекол, содержащих по массе: Na_2O 25 - 27 %, Al_2O_3 22 % и P_2O_5 51 - 53 %, не превышает 450°C . Увеличение содержания Al_2O_3 повышает вязкость стекол и может привести к увеличению температуры начала кристаллизации до $500 \dots 550^\circ\text{C}$.

Температура начала кристаллизации боросиликатных стекол лежит вблизи 650°C . Легче переходят в кристаллическую фазу соединения многовалентных катионов. Наличие фосфатов и молибдатов способствует образованию кристаллов соединений щелочных и щелочноземельных металлов.

При остекловывании радиоактивных отходов образуется стекловидный материал с кристаллическими включениями. При содержании в плавленом материале до 25 % окислов металлов переменной валентности таких, как железа, хрома, марганца и других зафиксировано наличие кристаллических окислов

Fe_2O_3 , Fe_3O_4 , твердых растворов системы $\text{Fe}_2\text{O}_3\text{-Cr}_2\text{O}_3$, а при повышенном содержании окиси магния - кристаллов магнезиоферрита MgFe_2O_4 . При температуре 550 °С кристаллизация усиливается с образованием новых соединений типа 1) $\text{Na}_2\text{O} \cdot \text{Fe}_2\text{O}_3 \cdot 4\text{SiO}_2$, $\text{CaO} \cdot \text{MgO} \cdot 2\text{SiO}_2$ и др.

Наличие зародышей ускоряет процесс кристаллизации и ведет к образованию крупных кристаллов, что дает систему термодинамически неустойчивой, ухудшаются механические и химические свойства материала.

Это наиболее заметно у образцов с низким (менее 50 % по массе) содержанием стеклообразователей (SiO_2 , Al_2O_3). В этом случае кристаллизация начинается с поверхности, возникают сильно упругие напряжения, обычно сопровождающиеся растрескиванием поверхностного слоя.

Плавленные материалы, содержащие не менее 50 % стеклообразующих компонентов (SiO_2 , Al_2O_3), не более 10 % окислов щелочных металлов, 10 % борного ангидрида, а также не более 10 % окислов железа, хрома и марганца, не содержат кристаллической фазы, не кристаллизуются вплоть до температур на 100...200 ° ниже температуры их размягчения. Их структурный каркас значительно укреплен наличием окиси алюминия и большим общим количеством стеклообразующих добавок.

Химическая стойкость таких материалов в результате хранения при температуре до начала кристаллизации, т. е. до 600 °С, улучшается. Хранение при более высокой температуре может привести к кристаллизации с выпадением кристаллических фаз типа $(\text{Ca}, \text{Mn}) (\text{Mg}, \text{Fe}, \text{Mn}) \text{Si}_2\text{O}_6$, NaAlSiO_4 , $\text{Ca}_2 (\text{PЗЭ}^{3+})_8 (\text{SiO}_4)_6\text{O}_2$ и уменьшением химической стойкости. Обычно скорость выщелачивания радионуклидов при кристаллизации боросиликатных стекол увеличивается не более чем в 10 раз.

В процессе переработки радиоактивных отходов получены материалы с высокой концентрацией кристаллической фазы в объеме, по структуре близкие к структуре базальтов.

Такие материалы получают при высоких температурах (1200 °С и выше) или с примесью минерализаторов типа TiF_2 , CaF_2 . Присутствие минерализаторов в расплаве способствует созданию мелких зародышевых ликвационных областей и приводит при охлаждении к образованию равномерно мелкокристаллической структуры.

Химическая устойчивость таких материалов не зависит от времени выдержки при температуре 550 °С, имеет сложную зависимость при 900 °С и увеличивается при 1100 °С.

Коэффициент термического расширения остеклованных отходов, как правило, лежит в интервале $(90...120) \cdot 10^{-7}$ /град в зависимости от состава отходов.

4.5.5 Влияние ионизирующих излучений на свойства отвержденных отходов

При хранении отвержденных отходов, содержащих кальцинированные компоненты (стекло, базальт и т.п.), исключается образование газообразных продуктов. Образование газообразных продуктов в процессе хранения радиоактивных цементных блоков возможно при наличии в блоках воды, нитратов и

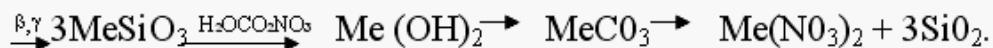
других радиационно-нестойких компонентов. В этом случае газовыделение становится заметным при поглощенной дозе излучения более 10^5 Гр. Для получения такой дозы образцу с удельной активностью $3,7 \cdot 10^{-12}$ Бк/м³ понадобится 100 лет.

В отсутствии нитратов основным компонентом в газовой фазе при радиоллизе является водород. Присутствие нитратов уменьшает количество водорода и вызывает образование кислорода.

В процессе хранения битумированных блоков в результате радиолитического разрушения компонентов битума изменяется его фракционный состав.

При облучении битумов скорость выщелачивания радионуклидов изменяется незначительно. Ее изменение вероятнее всего связано с увеличением вязкости поверхностного слоя, вызванным изменением фракционного состава битумов в результате облучения. Влияние излучения имеет особо важное значение для высокоактивных отвержденных отходов.

При температуре менее 100...150 °С при хранении на воздухе наблюдается химическое взаимодействие возникающих на поверхности твердого тела активных центров с компонентами воздуха, в том числе с образующимися при воздействии ионизирующего излучения молекулами, ионами, радикалами окислов азота. Схему процесса можно представить в виде схемы:



В этом случае металл теряет связь с кремнекислородным остовом стекла и образует на поверхности пленку в виде гидроокиси, карбоната или нитрата. Эти соединения легко переходят в раствор.

Радиационное разрушение происходит только на поверхности, внутренние слои остеклованных отходов не претерпевают никаких изменений.

Установлено, что скорость процесса радиационно-химического разрушения влияют следующие факторы:

- химический состав образца. Чем больше в препарате соединений щелочных и щелочноземельных металлов, тем менее стоек препарат, так как активные центры в первую очередь локализуются на молекулах с низкими потенциалами ионизации. Радиационный эффект снижается при введении в препарат ионов переменной валентности - железа, марганца, церия, которые играют роль донора-акцептора.

- процесс радиационно-химического разрушения наблюдается лишь при наличии длительного контакта препарата с воздухом, уменьшается при ограничении давления воздуха и практически отсутствует при ограничении контакта препарата с воздухом.

- процесс радиационно-химического разрушения заметно влияет на скорость выщелачивания радионуклидов при поглощенной дозе излучения 10^5 Гр и выше, т.е. для препаратов с удельной активностью $0,4 \cdot 10^{10}$ Бк/л и выше.

Скорость разрушения замедляется по мере увеличения слоя продуктов радиационно-химического разрушения, так как замедляется доступ газообразных продуктов к неразрушенной поверхности препарата. Роль продолжительности

контакта с воздухом так велика, что при равных поглощенных дозах излучения препараты с меньшей удельной активностью разрушаются в большей степени, чем более активные.

- при повышении температуры хранения скорость процесса радиационно-химического разрушения замедляется благодаря отжигу радиационных дефектов, и при температуре выше 150 °С разрушение практически прекращается.

Под влиянием излучения происходит изменение температуры кристаллизации и ускоряется сам процесс, при таком облучении не происходит изменение состава кристаллов. В этом случае эффект облучения связывают с гетерогенными радиационно-химическими реакциями. При повышенной температуре существенно снижается структурная вязкость стеклопрепаратов и увеличивается колебательная энергия атомов твердого тела. В этих условиях становится возможным эффективный процесс смещения атомов структурной сетки стекло-видных материалов под действием комптон-электронов, приводящий к ускорению кристаллизации.

Эти процессы не изменяют характера влияния температурного отжига на скорость выщелачивания радионуклидов, так как, во-первых, не изменяется состав кристаллической фазы и, во-вторых, излучение может только способствовать кристаллообразованию т. к. получают более термодинамически и химически стойкие материалы.

Установлена высокая стойкость остеклованных отходов к β -, γ -излучению в том числе для удельной активности $3,7 \cdot 10^{15}$ Бк/дм³.

4.5.6 Теплофизические свойства отвержденных отходов и условия отвода тепла

В процессе хранения отвержденных отходов, особенно высокоактивных, большое место занимает проблема отвода тепла, выделяющегося при радиоактивном распаде радионуклидов. Температура саморазогрева отходов, развивающаяся в процессе их хранения, определяется удельной теплопроводностью отходов, удельным тепловыделением и условиями отдачи тепла в окружающую среду. Температура внутри цилиндрического образца выражается соотношением

$$t_v = t_s + (q_v/4\lambda_k) \cdot r, \quad (12)$$

где t_v - температура внутри образца; t_s - температура на его поверхности; q_v - удельное тепловыделение; λ_k - коэффициент теплопроводности; r - радиус образца.

Коэффициент теплопроводности зависит от температуры:

$$\lambda_k = \frac{1}{t_1 - t_2} \int_{t_1}^{t_2} \lambda_t dt, \quad (13)$$

где $t_1 - t_2$ - интервал рассматриваемых температур.

Отвержденные отходы характеризуются различными теплофизическими характеристиками: битумные блоки 0,1-0,3 Вт/(м · град), кальцинат 0,2...0,5 Вт/(м · град), керамика, стекло, стеклокристаллические материалы [0,8...1,5 Вт/(м · град)], материалы типа базальта [до 3 Вт/(м · град)], стекло в металлических матрицах [10...30 Вт/(м · град)].

Размеры емкостей с отходами, а также величину удельное тепловыделение ограничивать с целью не допустить повышения температуры отвержденных отходов выше уровня, определяемого их термостойкостью, и хранят при определенных условиях теплоотвода.

Саморазогрев начинают учитывать уже при хранении отходов среднего уровня активности при удельном тепловыделении выше $0,1 \text{ Вт}/(\text{м} \cdot \text{град})$.

Особое значение приобретает проблема отвода тепла при обращении с высокоактивными отходами. При захоронении в геологические формации приходится считаться с допустимым температурным воздействием на грунт.

Указанные факторы приводят к необходимости предварительно хранить отходы с усиленным теплоотводом. Хороший теплоотвод может быть обеспечен при использовании в качестве теплоносителя воды.

Остеклованные отходы в хранилищах с водяным охлаждением продолжительное время должны находиться под постоянным контролем. Несмотря на то что химическая стойкость даже лучших образцов стекла очень высока, тем не менее необходима их строгая изоляция от воды в течение десятков лет. Применение герметичных пеналов из нержавеющей стали для размещения емкостей с остеклованными отходами увеличивает надежность хранения, но значительно сокращает допустимые размеры емкостей из-за ухудшения теплоотвода вследствие наличия воздушной прослойки между емкостями и пеналом.

Охлаждение нагретых продуктов воздушным потоком также приводит к уменьшению размеров емкости. При непосредственном контакте охлаждающего воздуха с поверхностью емкостей это сокращение несколько меньше, чем при введении пенала и наличии водяного охлаждения, однако в этом случае создаются условия для радиационно-химического разрушения остеклованного продукта.

Более высокая допустимая температура хранения позволяет увеличить размеры емкости при определенном удельном тепловыделении или дает возможность повысить удельное тепловыделение отходов при определенном размере емкости.

При технико-экономическом сравнении хранилищ с водяным и воздушным охлаждением показало, что использование хранилищ с водяным охлаждением может оказаться целесообразным при удельном тепловыделении отходов $10^5 \text{ Вт}/\text{м}^3$.

На практике для предварительной выдержки высокоактивных отходов применяют хранилища с воздушным охлаждением. Такие хранилища состоят из бетонных отсеков, внутри которых на определенном расстоянии друг от друга, образуя трубную решетку, расположены трубы для размещения емкостей с отходами.

5. ТВЕРДЫЕ РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

5.1. Источники образования и характеристика твердых отходов

Твердые радиоактивные отходы (ТРО) образуются при нормальной эксплуатации АЭС, проведении ремонтных работ, авариях и вводе энергоблоков к эксплуатации.

К твердым радиоактивным отходам относятся:

- вышедшее из строя оборудование;
- изношенные детали и части оборудования, изделия, материалы;
- отработанные источники ионизирующих излучений;
- загрязненные приборы и материалы, вспомогательные материалы и оснастка, образующиеся в результате текущей эксплуатации и ремонта оборудования;
- строительные материалы и мусор, образующийся в результате ремонтных работ;
- изношенная спецодежда и средства индивидуальной защиты (СИЗ);
- ветошь и обтирочные материалы;
- электро- и теплоизоляционные материалы;
- высушенный осадок очистных сооружений, канализационных стоков;
- битумированные и цементированные компаунды, полученные в результате отверждения концентратов жидких радиоактивных отходов;
- остеклованные или включенные в керамику концентраты;
- отработанные сорбционные материалы;
- зольные остатки установок сжигания.

Твердые отходы считаются радиоактивными, если объемная активность отходов больше:

- $7,4 \cdot 10^4$ Бк/кг – для β -активных веществ;
- $2,0 \cdot 10^{-13}$ Гр·м² – для γ -активных веществ;
- $7,4 \cdot 10^3$ Бк/кг – для α -активных веществ;
- $7,4 \cdot 10^2$ Бк/кг – для р/н ТУЭ;
- уровни загрязнения поверхностей превышают для α -частиц 5 част/см²мин, β -частиц 50 част/см²мин.

В зависимости от мощности дозы на расстоянии 10 см от поверхности твердые радиоактивные отходы делятся на три группы:

1 группа – до 0,3 мЗв/ч, 2 группа – от 0,3 до 10 мЗв/ч, 3 группа – свыше 10 мЗв/ч.

Эксплуатация АЭС сопровождается ежегодным образованием твердых радиоактивных отходов из расчета на один энергоблок табл. 5.1.

Таблица 5.1 - Характеристика ТРО для разных типов энергоблоков

№ п/п	Вид отходов	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000
1	Твердые отходы, м ³ /год	200	300	400
2	1 группа	120	180	240
3	2 группа	78	117	156
4	3 группа	До 2,0	До 3,0	До 4,0

При снятии в будущем из эксплуатации энергоблоков АЭС России можно ожидать получение 145,6 тыс. м³ РАО из которых 13,06 тыс. м³ – средне- и высокоактивные отходы с долгоживущими радионуклидами.

Таблица 5.2 - Количество отходов, которые образуются при снятии АЭС с эксплуатации (для блоков с реакторами ВВЭР-1000)

№	ТРО	Для одного блока						Количество блоков АЭС	Суммарное коли- чество отходов, м ³
		На этапе демонта- жа оборудования			На завершающем этапе				
		Масса, т	Объем, м ³	Вид и группа ТРО	Масса, т	Объем, м ³	Вид и группа ТРО		
1	Турбины	6000	800	1				13	10400
2	Оборудование тур- бинного отделения	3000	215	1					2795
3	Парогенераторы	2096	276	1					3471
4	Оборудование 1-го контура	2130	272	1					3536
	Итого	13226	1554						20202
5	Здание турбинного отделения				12000	8000	Бетон 1	13	100400
6	Оборудование по пе- реработке ЖРО				4500	650	Ме- талл 1		8450
7					740	1000	Бе- тон, ме- талл 2,3		13000
Итого					23900	9650			125450
Всего									145652

На территории Украины располагается горнодобывающие и рудоперерабатывающие предприятия Восточного горно-обогатительного комбината (ВостГОК), а также ПО «Приднепровский химический завод» (г. Днепродзержинск) до 1995 г., перерабатывающий урановые руды. В результате функционирования этих промышленных объектов накоплено большое количество твердых радиоактивных отходов. Твердые радиоактивные отходы урановой промышленности Украины приведены в табл. 5.3.

Таблица 5.3 - Радиоактивные отходы урановой промышленности Украины

№	Место хранения отходов	Объем накопления отходов, млн.м ³	Общая активность, Бк
1	Восточно горно-обогатительный комбинат: - отвалы пустых пород и забалансовых руд на рудниках; - хвостохранилища гидрометаллургической переработки.	4,0 Больше 35,0	$7,0 \cdot 10^{13}$ $2,78 \cdot 10^{15}$
2	ПО «Приднепровский химический завод» - хвостохранилища гидрометаллургической переработки	Больше 28,5	$2,74 \cdot 10^{15}$

Отличительной особенностью урановой промышленности является наличие значительных объемов твердых отходов, представленных пустыми породами, сбалансированными рудами и хвостами переработки руд, которые из-за наличия в них радия – 226, тория – 230 и остатков урана с долгоживущими изотопами наиболее опасны для окружающей природной среды и человека.

По условиям источниками образования и виду твердые радиоактивные отходы представлены широким спектром (табл. 5.4).

Таблица 5.4 - Номенклатура твердых радиоактивных отходов

Производство и процессы	Твердые РАО
1. Предприятия ядерного топливного цикла: 1.1. Добыча и обогащение урановой руды	1. Отходы добычи руды. 2. Хвосты от обогащения и выщелачивания урана
1.2. Обогащение урана и производство тепло-выделяющих элементов и сборок	1. Отходы потребления 2. Остатки от переработки
1.3. Производство электрической и тепловой энергии на АЭС	1. Фильтры. 2. Одежда. 3. Изоляционные материалы. 4. Вышедшие из строя оборудования 1-го контура. 5. СИЗ.
1.4. Вывод объектов атомной промышленности из эксплуатации, утилизация блоков и конструкций	1. СИЗ. 2. Оборудование 1-го контура и детали реактора 3. Изоляция. 4. Кабеля. 5. Строительный мусор. 6. Облицовка. 7. Одежда
2. Реабилитация территории загрязненных в результате эксплуатации объектов и аварий 2.1. Территории, радиоактивно загрязненные в следствии Чернобыльской катастрофы(зона отчуждения, зона безусловно-го/обязательного отселения, зона гарантированного добровольного отселения, зона усиленного радиоэкологического контроля) 2.2. Объект «Укрытие»	1. Радиоактивно загрязненный грунт. 2. Твердые радиоактивные отходы. 3. Отходы дезактивации хранилищ.
3. Предприятия, исследовательские центры и медицинские учреждения, специализированные комбинаты по обращению с РАО	1. Органические ТРО 2. Отработанные источники ИИ. 3. Одежда. 4. СИЗ.

5.2. Классификация твердых радиоактивных отходов

В соответствии с положением нормативных документов (НРБУ-97/Д-200), а также в зависимости от целей классификации все РО подразделяются на типы, группы, категории и иды.

По периоду полураспада устанавливаются три типа РАО:

- короткоживущие;
- долгоживущие;
- определяемые по согласованию с органами государственного регулирования.

Твердые радиоактивные отходы должны удовлетворять одному из следующих параметров.

- **первый параметр**: мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от их поверхности превышает 1 мкЗв/ч (100 мкР/ч);
- **второй параметр**: удельная активность для β -излучателей превышает $7,4 \cdot 10^4$ Бк/кг (74 кБк/кг), для α -излучателей превышает $7,4 \cdot 10^3$ Бк/кг (7,4 кБк/кг);
- **третий параметр**: фиксированное поверхностное загрязнение превышает для β -излучателей 500 β -частиц/см²·мин, а для α -излучателей – 5 α -частиц/см²·мин определяемых с площади 100 см².

По техническим характеристикам твердые радиоактивные отходы делятся:

- на прессуемые (одежда, резина, пластикаты, теплоизоляция, бумага, фильтры);
- непрессуемые (дерево, фильтры-рамки, трубопроводы, стекло, инструменты, трубы/вентили, бетонные блоки);
- сжигаемые (бумага, дерево);
- металлические.

Сбор и сортировку твердых радиоактивных отходов осуществляют в соответствии с их физическими характеристиками.

Классификация РАО, основанная на критериях допустимости (недопустимости) захоронения в хранилищах различных типов приведены в табл. 5.4.

Таблица 5.4 - Классификация ТРО по критериям допустимости (недопустимости) захоронения в хранилищах различного типа

Тип РАО	Дозы потенциального облучения спустя 300 лет после захоронения	Тип возможного освобождения в период до 300 лет после захоронения	Допустимый тип захоронения РАО
Кратко существующие	Ниже уровня Б	Полное, ограниченное	Поверхностный или приповерхностный
Определяется по согласованию с органами государственного регулирования	Выше уровня Б, но ниже уровня А	Допускается ограниченное	Определяется по согласованию с органами государственного регулирования
Длительно существующие	Выше уровня А	Не рассматривается	В стабильных глубоких геологических формациях

Данная классификация осуществляется на основании критериев допустимости (недопустимости) захоронения РАО в поверхностных (приповерхностных) хранилищах, альтернативной которого является захоронение в стабильных глубоких геологических формациях. В этом случае РАО подразделяются на 4 группы, принадлежность к которым определяется в зависимости от значения "уровня изъятия», установленного для той или иной содержащейся в отходах группы радионуклидов.

Вводится четыре группы для неподлежащих изъятию твердых РАО, причем их удельная активность устанавливаются в качестве классификационного критерия отнесения данных РАО к определенной категории табл. 5.5.

Таблица 5.5 - Классификация твердых РАО по критерию «уровень изъятия»

Группа РАО	Твердые РАО	Уровень изъятия, кБк·кг ⁻¹
1	Трансурановые альфа-излучающие радионуклиды	0,1
2	Альфа-излучающие радионуклиды (за исключением трансурановых)	1
3	Бета-, гамма-излучающие радионуклиды (за исключением отнесенных к группе 4)	10
4	H-3, C-14, Cl-36, Cf-45, Mn-53, Fe-55, Ni-59, Ni-63, Nb-93m, Tc-99, Cd-109, Cs-135, Pm-147, Sm-151, Tm-171, Tl-204	1000

При наличии в составе радиоактивных отходов несколько радионуклидов, относящихся к одной группе, их удельные активности суммируются.

Для твердых радиоактивных отходов в качестве основного параметра оценки активности используются вид доминирующего излучения и мощность экспозиционной дозы и поверхности отходов.

В зависимости от мощности дозы на расстоянии 10 см от поверхности, ТРАО разделяются на три группы:

I группа – менее 0,3 мЗв/ч (30 мР/ч);

II группа – от 0,3 мЗв/ч до 10 мЗв/ч (от 30 мР/ч до 1 Р/ч);

III группа – более 10 мЗв/ч (1 Р/ч).

В отдельную категорию ТРО обычно выделяется отработанное ядерное топливо.

Если твердые радиоактивные отходы удовлетворяют одному из трех (или всем трем) параметров, то для α -, β - и γ - излучателей они классифицируются как: низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные РАО (табл. 5.6).

Низкоактивные отходы представляют опасность только при попадании внутрь организма. Поэтому их достаточно локализовать таким образом, чтобы радионуклиды, содержащиеся в этих отходах, не могли попасть внутрь организма в результате миграции по биологическим цепочкам.

Среднеактивные отходы представляют опасность как источник не только внутреннего, но и внешнего облучения, а следовательно, при их переработке и

захоронении необходимо предусматривать соответствующие защитные барьеры для ослабления потоков излучения (в основном фотонного) до регламентированных уровней.

Высокоактивные отходы из-за крайне высокой удельной активности, а следовательно, и большого энерговыделения, требуют дополнительного создания систем охлаждения емкостей, в которых они содержатся.

Таблица 5.6 - Классификация твердых радиоактивных отходов для α -, β - и γ - излучателей (используются один из трех параметров)

Параметр	Единицы измерения	Группа ТРАО		
		низкоактивные	среднеактивные	высокоактивные
I	мЗв/ч	$1 \cdot 10^{-4} \div 0,3$	$0,3 \div 10$	более 10
	мР/ч	$0,1 \div 30$	$30 \div 1000$	более 1000
II	(бета-излуч.) Бк/кг	$7,4 \cdot 10^4 \div 3,7 \cdot 10^6$	$3,7 \cdot 10^6 \div 3,7 \cdot 10^9$	более $3,7 \cdot 10^9$
		2 - 100	100 - $1 \cdot 10^5$	Более $1 \cdot 10^5$
	(альфа-излуч.) Бк/кг	$7,4 \cdot 10^3 \div 3,7 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^5 \div 3,7 \cdot 10^8$	более $3,7 \cdot 10^8$
		0,2 - 10	10 - $1 \cdot 10^4$	более $1 \cdot 10^4$
III	бета-част/см ² мин	$5 \cdot 10^2 \div 1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^4 \div 1 \cdot 10^7$	более $1 \cdot 10^7$
	альфа- част/см ² мин	$5 \div 1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^3 \div 1 \cdot 10^6$	более $1 \cdot 10^6$

Классификация ТРО в РФ учитывает требования к методам переработки, транспортирования и захоронения радиоактивных отходов различной категории, исходя из возможного радиационного воздействия на человека и объекты окружающей среды (табл. 5.7).

Таблица 5.7 - Классификационные группы твердых радиоактивных отходов

Группа ТРО	Мощность дозы на расстоянии 10 см		Удельная β -активность		Удельная α -активность	
I	мкЗв/ч	0,3-300	Бк/кг	$7,4 \cdot 10^4 - 3,7 \cdot 10^6$	Бк/кг	$7,4 \cdot 10^3 - 3,7 \cdot 10^5$
	мР/ч	0,03-30	Ки/кг	$2 \cdot 10^{-6} - 1 \cdot 10^{-4}$	Ки/кг	$2 \cdot 10^{-7} - 1 \cdot 10^{-5}$
II	мкЗв/ч	300-10000	Бк/кг	$3,7 \cdot 10^6 - 3,7 \cdot 10^9$	Бк/кг	$3,7 \cdot 10^5 - 3,7 \cdot 10^8$
	мР/ч	30-1000	Ки/кг	$1 \cdot 10^{-4} - 1 \cdot 10^{-1}$	Ки/кг	$1 \cdot 10^{-5} - 1 \cdot 10^{-2}$
III	мкЗв/ч	> 10000	Бк/кг	$> 3,7 \cdot 10^9$	Бк/кг	$> 3,7 \cdot 10^8$
	мР/ч	> 1000	Ки/кг	$> 1 \cdot 10^{-1}$	Ки/кг	$> 1 \cdot 10^{-2}$

Система классификации радиоактивных отходов, разработанная МАГАТЭ, основана как на уровне радиоактивности, так и на периоде полураспада. МАГАТЭ рекомендует твердые радиоактивные отходы классифицировать по четырем категориям, в трех из которых допускается содержание незначитель-

ного количества α -излучателей, а одна включает в основном α -излучатели (табл. 5.8).

Таблица 5.8 - Классификация твердых отходов по рекомендациям МАГАТЭ

Категория	Мощность дозы P на поверхности отходов, Бк/кг ($P/ч$)	Примечание
1	$P \leq 1,5 \cdot 10^{-7} (0,2)$	β -, γ - излучатели; содержание α -излучателей незначительно
2	$1,5 \cdot 10^{-7} (0,2) < P \leq 1,5 \cdot 10^{-6} (2)$	
3	$1,5 \cdot 10^{-6} (2) < P$	
4		В основном α -излучатели

Распределение на группы 1-4 соответствует классификации, представленной в табл. 5.9.

Таблица 5.9 - Классификация категории твердых РАО по критерию удельной радиоактивности

Категории РАО		Интервал значений удельной активности, $\text{кБк} \cdot \text{кг}^{-1}$			
		Альфа-радионуклиды		Бета-, гамма-радионуклиды	
		Группа 1	Группа 2	Группа 3	Группа 4
1	Низкоактивные	$10^{-1} - 10^1$	$10^0 - 10^2$	$10^1 - 10^3$	$10^3 - 10^5$
2	Среднеактивные	$10^1 - 10^5$	$10^2 - 10^6$	$10^3 - 10^7$	$10^5 - 10^8$
3	Высокоактивные	более 10^5	более 10^6	более 10^7	более 10^8

Для тех отходов, которые представляют собой смесь РАО различных категорий, устанавливаются категория по наиболее высокой входящей в смесь компоненте. Категория высокоактивных РАО разделяется на две категории:

а) «низкотемпературные» высокоактивные РАО, удельное тепловыделение которых в местах временного хранения не превышает 2 кВт/м^3 ;

б) «тепловыделяющие» высокоактивные РАО, удельное тепловыделение которых составляет более 2 кВт/м^3 .

Для гамма-излучающих твердых РАО неизвестной удельной активности допускается использование их классификации на «низко-», «средне-» и «высокоактивные» по критерию мощности поглощенной дозы на расстоянии 0,1 м от подобных РАО табл. 5.10.

Таблица 5.10 - Классификация РАО с неизвестной удельной активностью по критерию мощности поглощенной дозы на расстоянии 0,1 м от поверхности

Категория РАО		Мощность поглощенной дозы, $\text{МкГр} \cdot \text{ч}^{-1}$
1	Низкоактивные	1 – 100
2	Среднеактивные	100 – 10000
2	Высокоактивные	более 10000

В случае одновременного присутствия в отходах альфа-, бета-, гамма- активных нуклидов категория определяется по наибольшему установленному их значению.

По физическим характеристикам твердые радиоактивные отходы подразделяют на следующие группы:

- прессуемые – одежда, резина, теплоизоляция, бумага, фильтры;
- не прессуемые – дерево, фильтры-рамки, стекло, бетон, строительный мусор;
- сжигаемые – дерево, бумага, органические материалы и т.п.;
- металлические.

5.3. Способы и методы переработки и концентрирования ТРО

При переработке твердых радиоактивных отходов необходимо, во-первых, до размещения их в хранилище максимально, насколько это возможно, уменьшить их объем, сконцентрировать активность и привести в форму удельную и безопасную для хранения и транспортирования, во-вторых, при этом стремиться получить минимальное количества вторичных радиоактивных отходов, связанных с самим процессом переработки.

С этой целью используют методы и технологии переработки которые можно разделить на такие категории:

- предварительная переработка и компактирование (прессование и супер-прессование);
- сжигание;
- дезактивация.

5.3.1 Предварительная переработка и компактирование

Предварительная подготовка твердых радиоактивных отходов очень важный этап уменьшения их объемов до переработки.

Она включает как технические, так и технологические аспекты, такие как:

- административные меры – выполнение операций по сортировке и минимизации отходов производителями;
- упаковка рассортированных отходов – маркировка упаковок должна содержать информацию о методе переработки отходов для распределения их по соответствующим потокам;
- уменьшение объема – используют как первый этап переработки(разборка, резка или дробление);
- дезактивация – предварительная дезактивация может значительно способствовать уменьшению объемов перерабатываемых объемов и позволяет повторно использовать очищенные материалы или изделия.

А) Уменьшение объема ТРО – разборка, резка, измельчение.

Измельчение применяют для удобства переработки крупногабаритных отходов. С этой целью используют стационарные режущие машины (гильотины) так и передвижные установки (ножницы, пилы, электродуговые или газосварочные резак и горелки). Кроме того используют для резки отходов плазменные

резаки. Плазменные резаки отходов осуществляет функцию биологической защиты, ограничивая в тоже время возможность загрязнения окружающей среды.

Крупногабаритные предметы разделяют с помощью электродугового резака.

Для измельчения пластиковых материалов используют резаки в виде режущих пластин. Резка происходит в процессе прохождения материала между двумя рядами вращающихся и неподвижных пластин. Для разрезания фильтров применяют ценные или дисковые пилы.

Для измельчения металлических и других отходов используют гидравлические ножницы типа Н-2335 и Н-2338, а также гидравлические ножницы большой мощности моделей Н-320, НО-340 и Н-1600.

Это оборудование позволяет измельчать металлолом, размеры которого не превышают размеры желоба 2·1·12 м.

Наличие оборудования для подпрессовки, позволяет резать крупногабаритный металлолом: металлические конструкции, автомобили и т.п. При использовании этого оборудования необходимо обеспечить условия надежной радиационной защиты обслуживающего персонала и окружающей среды.

Б) компактирование (прессование и суперпрессование)

Для некоторых видов отходов, их называют «прессуемые» (полиэтиленовые материалы, бумага, картон, спецодежда, СИЗ, металл и т.п.) довольно эффективно используют прессование и суперпрессование (рис. 17)

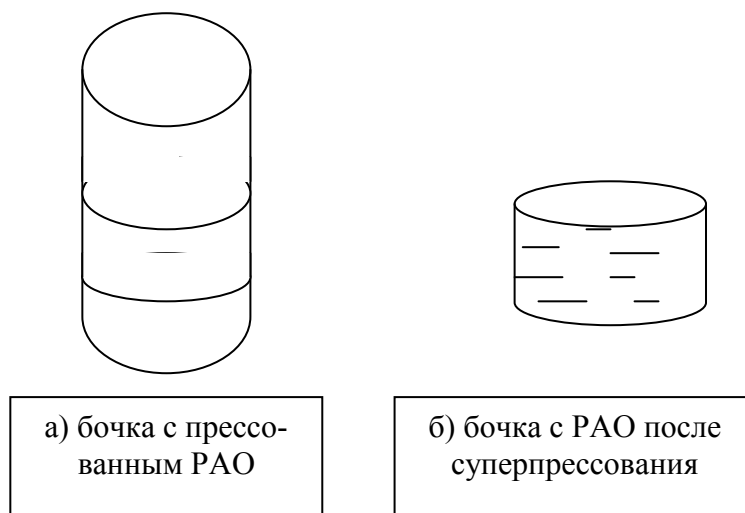


Рис.17. Компактирование прессуемых отходов в 200 л бочках

Прессование (усилия до 200...400 т) сопровождается образованием пылевых потоков, поэтому оборудование размещают в изолированных герметических помещениях с очисткой воздуха перед выбросом в атмосферу.

Прессованию подлежат твердые радиоактивные отходы, если мощность дозы излучения на расстоянии 10 см от поверхности упаковки с отходами не превышает 0,3 мЗв/г.

Непосредственно для прессования лома и отходов с толщиной стенки 3мм обычно используют гидравлические прессы с усилением 100...1000 т. Конечным продуктом прессования являются пакеты ТРО или жестяные цилиндры с ТРО.

Пресс размещается в специальном изолированном боксе, снабженном подъемно-транспортными средствами. Отводимый воздух проходит очистку в аэрозольных фильтрах. Для уменьшения объема трубопроводки и арматуры, имеющих толщину стенки более 3 мм, возможно использование компактора с усилением 200 тыс. т.

Прессование легковесных отходов и металлического скрепа осуществляют непосредственно в контейнерах (рис. 18) или стандартных 200 л бочках (см. рис. 17) с помощью специального прессованного комплекса.

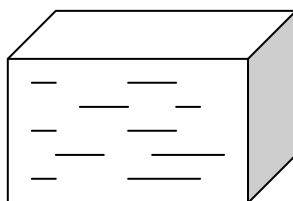


Рис.18. Компактирование прессуемых РАО в контейнерах объемом 1 м³

Состав прессовочного комплекса:

- устройство приема и загрузки отходов;
- пресс;
- система принудительной вентиляции с очисткой воздуха на фильтрах;
- манипуляторы для перегрузки и транспортировки бочек.

Ориентировочная производительность таких комплексов по переходу продукта ТРО равна около 1,8 м/ч при коэффициенте сокращения объема 4-5.

Объем отводимого на фильтрацию воздуха составляет около 1000 м³/г; эффективность системы газоочистки по аэрозолям – 99,9 %, по радионуклидам йода – 99,0 %. Режим работы комплекса – полуавтоматический.

Для уменьшения объема полимерных материалов(пластика, полихлорвиниловые материалы, целован и т.п.) может быть использован метод горячего прессования. Совместно с поливинилхлоридными материалами могут перерабатываться резина, фторопласт, полиэтилен, защитные и аккумулирующие покрытия на основе поливинилового спирта или поливинилацетата.

При горячем прессовании за счет сплавления гранул поливинилхлоридных пластиков образуется компактный блок отходов, в котором надежно фиксируются радионуклиды (массовая скорость выщелачивания составляет 10⁻⁴г/см²·сут).

Полимерные материалы после предварительной фрагментации (гранулы размером 5 - 8 мм) с помощью роторно-ножевого измельчителя производительностью до 1000 кг и усреднения состава дозируются в обогреваемую пресс форму диаметром 270 мм и высотой 230 мм, продолжительностью нагрева около 1 ч, температура 150 °С, рабочее давление 3,5 МПа, охлаждение полученного

блока в течение 1 часа при температуре 15 °С. Объем прессованных отходов уменьшается по сравнению с первоначальным в 2 - 2,5 раза.

В процессе горячего прессования не происходит выделение радионуклидов в виде аэрозолей. Массовая скорость выделения соляной кислоты 0,01 мг/кг·ч.

Спрессованные отходы (в бочках или в виде пакетов) упаковываются в железобетонные контейнеры габаритными размерами 1000÷1200÷1400 мм и направляются на хранение.

Кроме того, спрессованные пакеты отходов могут концентрироваться в единый блок, после чего направляются на захоронение.

5.3.2 Сжигание и плавление ТРО

Эффективным методом сокращения твердых радиоактивных отходов является их сжигание.

Сжигание ТРО направленно прежде всего на сокращение объема РАО. На сжигание направляются выделенные в результате сортировки горючие компоненты радиоактивных отходов.

Сжиганию подлежат пластмассы на основе полиэтилена, древесина строительных лесов, опалубка, строительные детали и мебель, корпуса фильтров, бумага, картон, спецодежда, спецобувь, обтирочные материалы и т.п.

Удельная активность сжигаемых РАО в среднем должна составлять:

- по бета-, гамма-активности – не более $3,7 \cdot 10^6$ Бк/кг;
- по альфа-активности не более $3,7 \cdot 10^5$ Бк/кг.

Количество пластика и других галогеносодержащих ТРО не должно превышать 5 % (по массе) количества разовой загрузки камеры сжигания.

Процесс сжигания горючих ТРО позволяет сократить их объем и массу в десятки раз.

Разнообразие состава отходов и самые различные требования к процессу сжигания обусловлены многообразием аппаратурно-технических схем этого процесса.

Современные технологии сжигания включают трехстадийные процессы: газификации и пиролиза органического материала с выходом летучих продуктов; сгорания коксового остатка; плавления золы и негорючих материалов; сгорания продуктов термического разложения.

Недостатком сжигания радиоактивных отходов является образование опасного для транспортировки, пылящего и непригодного для захоронения продукта – золы, в которой сконцентрированы радиоактивные отходы. Различные методы дальнейшего кондиционирования радиоактивного зольного остатка требуют создания дополнительных промышленных установок транспортировки зольного остатка на переработку, использования дополнительных материалов и в ряде случаев существенных энергетических затрат.

В большинстве случаев температура процесса горения отходов составляет 900...1100 °С.

Достаточно простые установки по сжиганию ТРО были колосниковые камеры сжигания, на торцевой стенке которой смонтирована топливная форсунка (в форсунку могут подаваться и жидкие и горючие отходы). Под колосниковую

решетку подводится основное количество воздуха. Продукты сгорания из камеры сжигания поступают в камеру дожигания и осаждения взвешенных частиц, а затем в высокотемпературный охладитель и фильтр тонкой очистки. Производительность установки составляет 80 кг/ч, коэффициент очистки газов $\sim 10^4$.

Наибольшее применение для сжигания твердых радиоактивных отходов нашли (двух- и трехкамерные) и барабанные печи. Для сжигания отходов в печах характерным является наличие нескольких температурных зон:

- сушки отходов;
- зажигания и горения;
- дожигания.

При сжигании отходов в камерных и барабанных печах в основном происходит верхнее зажигание в открытом факеле или от нагретых стенок камеры сжигания (при электронагревателе).

Конструкция печей могут быть разнообразные. Существуют различные конструктивные оформления самих камер сгорания и дожигания, устройство для загрузки отходов и выгрузки золы.

Для поддержания устойчивого горения преимущественно используют газообразное топливо, реже жидкие, иногда системы электронагреваемого.

В многокамерных печах первая камера выполняет функцию сжигания или пиролизического разложения отходов, а вторая и третья камеры достигают продукты пиролизического разложения.

Конструкции установок сжигания должны соответствовать следующим требованиям:

- процесс должен заканчиваться полным окислением органических составляющих отходов;
- поддержание температурного режима, гарантирующего устойчивое проведение процесса;
- максимальная автоматизация и механизация технологического процесса;
- очистка дымовых газов до допустимых выбросов;
- простота и надежность конструкции, обеспечивающая безопасность обслуживания.

На АЭС России (Балаковская, Калининская, Кольская, Курская, Ленинградская и Нововоронежская АЭС, а так же комплекс по переработке РАО МосНПО "Радон") используются двухкамерная печь Типичная установка сжигания типа «Плутон» функционирует в МосНПО «Радон». Установка имеет производительность до 60 кг/ч и предназначена для переработки ТРО и ЖРО – как совместно, так и раздельно. Технологическая схема установки включает узлы газоочистки, а также узлы остекловывания и цементирования зольных остатков.

На Калининской АЭС ТРО загружаются в бункер и подаются в узел сортировки, где производится разделение ТРО по видам переработки. Отобранные для прессования ТРО компактируются в металлические блоки-контейнеры с помощью гидравлического пресса с усилием 950 кН. Коэффициент уменьшения объема 5-6.

Установка состоит из двухкамерной керамической печи и системы сухой газоочистки. В первой зоне происходит сушка и частичная газификация отходов, во второй – горение на колосниковой решетке, через которую подается основное количество воздуха, необходимого для сжигания. Система газоочистки состоит из воздушного высокотемпературного теплообменника, металлканевого фильтра, теплообменника – конденсатора и фильтра тонкой очистки на основе ультратонкого стекловолокна. Сжиганию подвергалась смесь бумаги, ветоши, древесины, резины с активностью до $4 \cdot 10^{-7}$ Бк/кг.

Для использования на объектах обращения с РАО рассмотрены технологии и установки, используемые за рубежом. Типовая установка состоит из следующих основных и вспомогательных узлов:

- узел приема, хранения и подачи отходов на сжигание;
- печь сжигания;
- узел подготовки и подачи горючего к горелкам печи;
- система очистки и охлаждения дымовых газов;
- узел сбора и подачи пульпы;
- узел приема золы в контейнер и выдачи его на хранение;
- насосы и вентиляторы, система КИПиА и пробоотбора.

Техническая характеристика установки сжигания приведена в табл. 5.11.

Технологическая схема работы установки сжигания сводится к выполнению следующих основных операций (рис. 19):

- разжигание и разогрев печи;
- подготовка отходов к погружке в печь и сжигание;
- очистка дымовых выходящих газов;
- удаление образующихся в системе газоочистки вторичных жидких отходов на переработку и хранение;
- разгрузка образующейся золы и выдача ее на хранение.

Таблица 5.11 - Техническая характеристика установки сжигания

Характеристика	Количество	
	На 1 установку	На 2 установки
Количество сжигаемых отходов, кг:		
-ТРО;	300-350	600-700
-ЖРО.	7-10	12-15
Объем очищаемых газов, м ³	2500-3500	4500-6000
Номинальный расход керосина, дм ³	7-20	14-40
Номинальное количество образованной золы, кг	6	12
Номинальный расход сжатого воздуха (Р = 0,5МПа) м ³	100	200
Номинальный расход воды, м ³	25	50
Установленная мощность, кВт	285	570
Потребляемая мощность, кВт	152	304
Рабочая температура (°С) в камере сжигания	800-900	800-900

Образовавшиеся в результате сжигания дымовые газы очищаются в системе газоочистки до значений, которые не превышают предельные выбросы установленные санитарными нормами и другими руководящими документами.

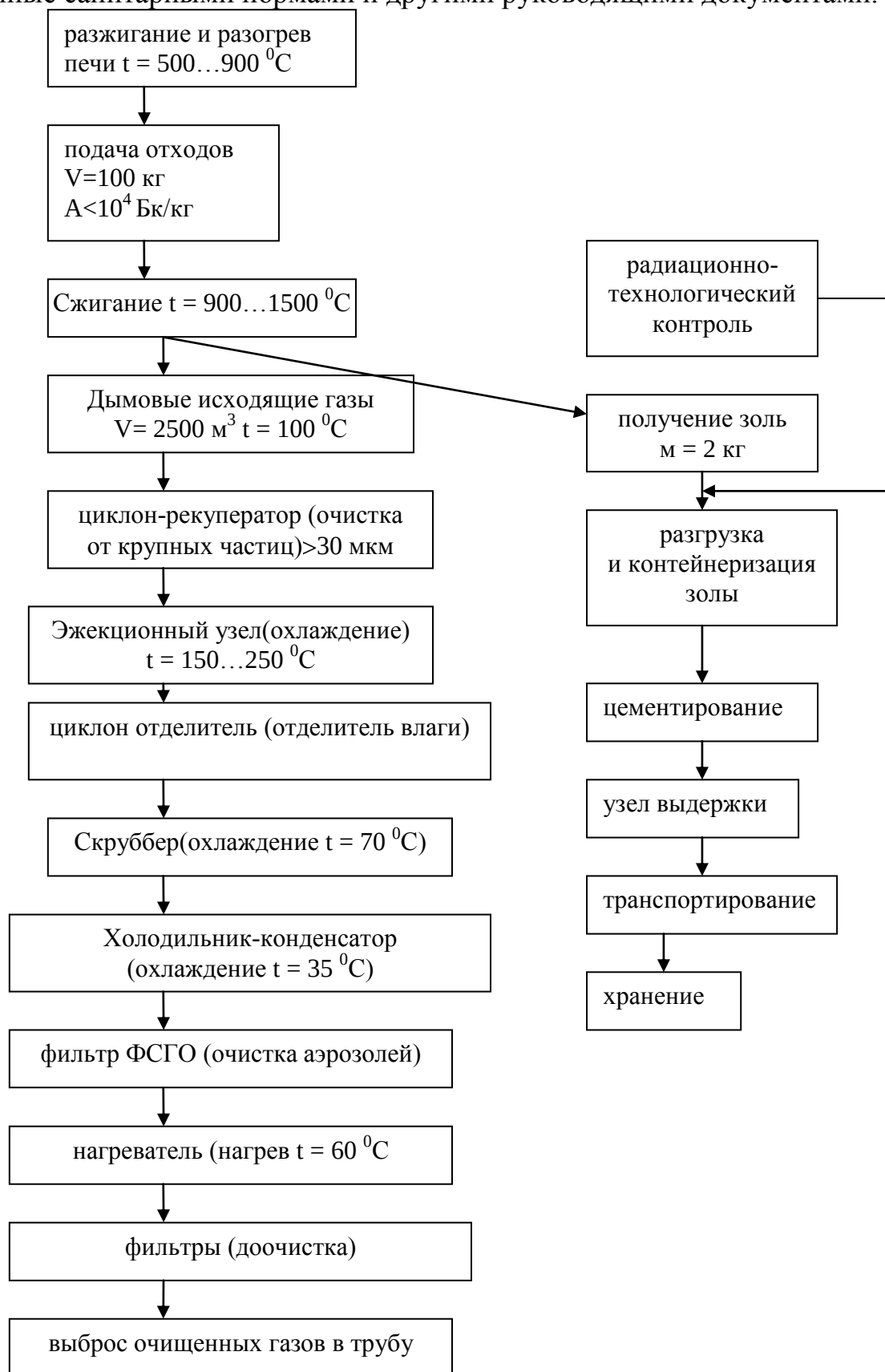


Рис.19. Технологическая схема процесса сжигания и очистки дымовых газов

В последнее время значительно возрос интерес к системам с плазменным нагревом. Использование топливно-плазменных горелок позволяет существенно повысить эффективность высокотемпературного газового потока, уменьшить объем отходящих газов и легко варьировать окислительно-восстановительные условия процесса путем подбора соответствующего плазмообразующего газа. Использование топливно-плазменных горелок позволяет достичь более равномерного распределения температур по высоте и сечению факела, по сравнению с чисто топливным или топливо-плазменным нагревом (рис. 20).

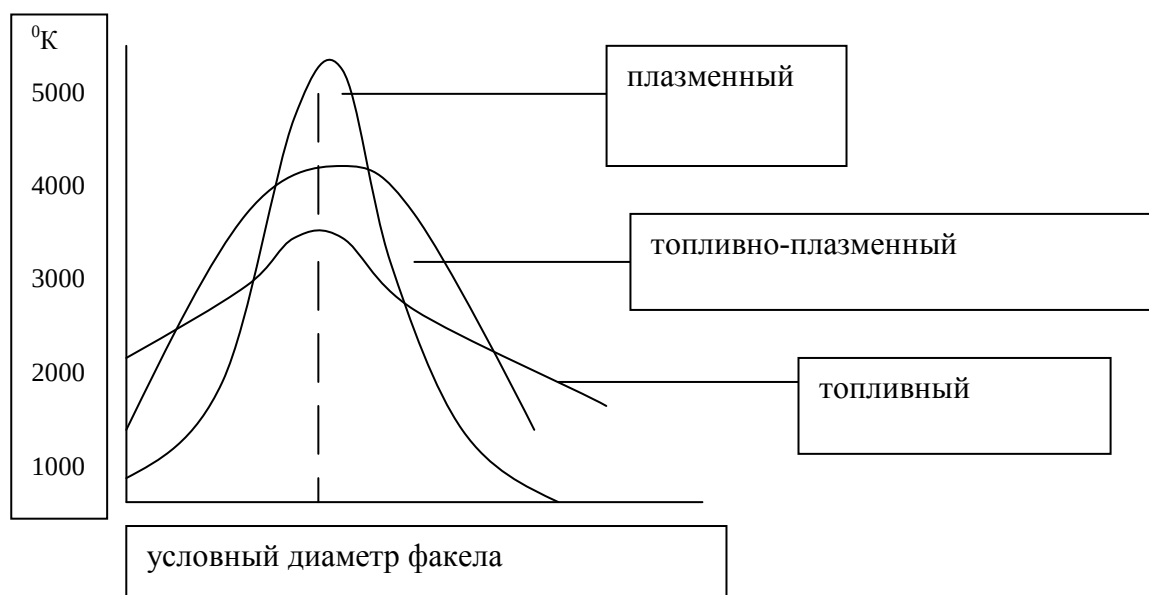


Рис. 20. Распределение среднемассовой температуры в факелах

Разработана и внедрена в практику шахтная печь с топливно-плазменным нагревом, которая является основным узлом установки сжигания и служит для высокотемпературной переработки несортированных твердых и жидких отходов низко- и среднеактивных РАО (рис. 21). Установка работает в режиме пиролиза ($\alpha = 0,2 \div 0,4$), температура изменяется от $200 \dots 300$ °С в верхней части шахты в зоне загрузки, до $1400 \dots 1500$ °С в нижней части шахты в зоне плавления. Высота шахты 3 м. Отходы, опускаясь, проходят зоны сушки и газификации, пиролиза и минералообразования, плавления и жидкого шлакообразования.

Расплав разливают в контейнеры и направляют в хранилище. Отходящие газы фильтруются через слой РАО и направляются в систему газоочистки, в которой производится доочистка газов до сбросных норм.

Благодаря выбранному шахтному режиму унос радионуклидов цезия из печи не превышает 12 %, кобальта – 2,5 %, трансурановых элементов – 1 %.

Среднегодовая усредненная суточная активность выбросов из блока переработки твердых отходов приведена в табл. 5.2.

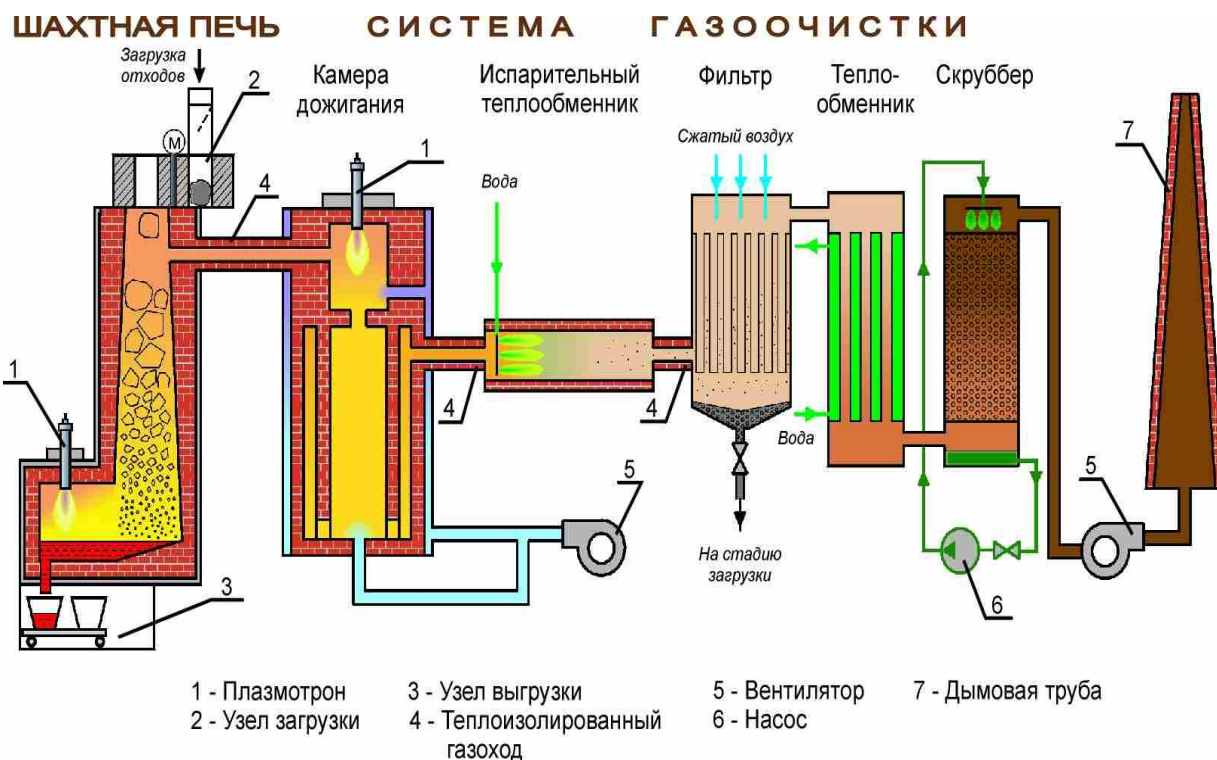


Рис. 21. Технологическая схема установки сжигания на базе шахтной печи

Таблица 5.12 - Среднегодовая усредненная суточная активность газовых выбросов из блока переработки ТРО

№	Радионуклид	Период полураспада $T_{1/2}$	Радиоактивность	
			Бк/сут	Ки/сут
1	^{51}Cr	2 сут.	$5,00 \cdot 10^3$	$1,35 \cdot 10^{-7}$
2	^{54}Mn	291 сут.	$2,55 \cdot 10^3$	$6,88 \cdot 10^{-8}$
3	^{55}Fe	2,6 года	$1,83 \cdot 10^4$	$4,95 \cdot 10^{-7}$
4	^{59}Fe	45 сут.	$1,10 \cdot 10^2$	$2,98 \cdot 10^{-9}$
5	^{58}Co	71,3 сут.	$9,00 \cdot 10^2$	$2,43 \cdot 10^{-8}$
6	^{60}Co	5,27 года	$5,55 \cdot 10^3$	$1,48 \cdot 10^{-7}$
7	^{106}Ru	368 сут.	$5,77 \cdot 10^3$	$1,56 \cdot 10^{-7}$
8	^{90}Sr	28 лет	$8,21 \cdot 10^2$	$2,22 \cdot 10^{-8}$
9	^{134}Cs	2,2 сут.	$5,73 \cdot 10^3$	$1,55 \cdot 10^{-8}$
10	^{137}Cs	33 года	$1,48 \cdot 10^4$	$4,00 \cdot 10^{-7}$
	Всего	-	$5,44 \cdot 10^4$	$1,47 \cdot 10^{-6}$

В результате переработки радиоактивных отходов без внесения флюсующих добавок получают шлаковый компаунд с высокой химической устойчивостью.

Преимуществом плазменного шахтного процесса перед традиционным сжиганием являются:

- отсутствие необходимости тщательной сортировки отходов;
- возможность получения конечного продукта в одной установке без промежуточных стадий;

- существенное сокращение (1,5 - 2,0 раза) объема газового выброса в атмосферу, в результате применения плазменных источников нагрева вместо топливных устройств.

Плазменные методы прямой переработки радиоактивных отходов позволяют получать продукт, пригодный для транспортировки и захоронения или долгосрочного хранения преимуществами этих методов перед обычными методами сжигания являются повышенные коэффициенты сокращения объема отходов и получение продукта в виде плавленного шлакового компаунда, обладающего высокой химической устойчивостью к агрессивным воздействиям окружающей среды. Сдерживающим фактором в использовании плазменных технологий переработки РАО являются высокие степени уноса легколетучих радионуклидов (десятки процентов) прежде всего Cs-137, из плавителей и других высокотемпературных узлов плазменных установок.

Шахтная печь является основным узлом плазменной установки. В печи проводятся сушка, пиролиз, окисление, сжигание и плавление отходов.

Преимуществами плазменного шахтного процесса перед традиционным сжиганием отходов являются:

- 1) отсутствие необходимости тщательной сортировки отходов;
- 2) возможность получения конечного продукта в одной установке без промежуточных стадий;
- 3) существенное сокращение (в 1,5 - 2 раза) объема газового выброса в атмосферу в результате применения плазменных источников нагрева вместо топливных устройств.

Плазменная шахтная технология позволяет эффективно перерабатывать не только радиоактивные, но и промышленные, медицинские и бытовые отходы.

Прессование ТРО – прессованию подлежат твердые прессуемые радиоактивные отходы, если мощность дозы излучения на расстоянии 10 см от поверхности упаковки с отходами не превышает 0,5 мЗв/г (50 мбэр/ч).

Для прессования металлолома и других отходов с толщиной стенки не более 3 мм используют гидравлические прессы с усилием 100...1000 т.

Для уменьшения объема фрагментов трубопроводов и арматуры, имеющих стенки более 3 мм возможно использование компактора с усилием 200 тыс. т.

Прессование легковесных отходов и металлического скрапа можно осуществлять непосредственно в контейнерах (стандартных 200-литровых металлических бочках) с помощью специального прессовочного комплекса, который включает устройство приема и загрузки отходов, пресс, систему принудительной вентиляции с очисткой отводимого воздуха на фильтрах, манипуляторы и рольганги для перегрузки и транспортировки бочек.

Для уменьшения объема полимерных материалов используют метод горячего прессования. Совместно с поливинилхлоридным пластиком может также перерабатываться резина, фторпластмас, полиэтилен, защитные и аккумулирующие покрытия на основе ПВА. При горячем прессовании объем прессованных отходов уменьшается по сравнению с первоначальным в 2 - 2,3 раза.

В процессе горячего прессования не происходит выделение радиоактивных аэрозолей. Спрессованные отходы (в бочках или в виде пакетов) упаковываются в железобетонные контейнеры габаритными размерами 1000÷1200÷1400 мм и направляются на хранение.

Плавление ТРО – на АЭС, предприятиях ЯТЦ и радиохимических комплексах находится на хранении в виде радиоактивных отходов большое количество теплоизоляционных материалов (стекловолокно, минеральная вата, базальтовое волокно и т.п.).

Значительные объемы и отсутствие эффективных способов переработки загрязненных радиоактивными веществами отработавшей теплоизоляции создают серьезные проблемы при хранении ТРО этого типа.

Для уменьшения объемов и создания условий экологически безопасного хранения и захоронения радиоактивных теплоизоляционных материалов (1,0...10 Ки/кг), образующихся на АЭС и радиохимических производствах используются метод их переплавки.

По химическому составу теплоизоляционные материалы, используемые на АЭС близки к матричным композициям используемые для отверждения жидких радиоактивных отходов, что гарантирует при переплавке загрязненной радионуклидами теплоизоляции прочных и химически устойчивых конечных материалов.

Плавление проводится в индукционной печи при температуре до 1200 °С, в исходную смесь в качестве флюса добавляют оксид железа 10 - 25 % по массе, который снижает температуру плавления и уменьшает коррозионное воздействие на конструкционные материалы плавителя.

Может быть использован другой способ снижения температуры плавления теплоизоляции путем смешивания ее и совместного плавления с другими радиоактивными отходами, образующихся на АЭС, например с продуктами кальцинации ЖРО. Содержащиеся в них оксиды бора и натрия способствуют снижению температуры плавления и получению химически устойчивого бор-силикатного стекла. Количество этих добавок составляет 20 - 40 % массы стекловолокна.

Таблица 5.13 - Химический состав теплоизоляционных материалов

Материал	Химический состав, % (по массе)							
	SiO ₂	Al ₂ O ₃	Na ₂ O	CaO	MgO	Fe ₂ O ₃	BaO	Прочее
Стекловолокно	55-59	2-5	11-15	16-22	6-10	-	-	-
Минеральная вата	38-50	5-16	-	20-35	4-9	1-10	-	-
Базальтовое волокно	49	11,2	-	12,4	4,05	16,3	1,43	6,19

К недостаткам приведенных способов следует отнести необходимость проведения дополнительных операций – измельчение изоляции и смешение ее с флюсами. Кроме того, дополнительные добавки увеличивают объем конечного продукта.

Альтернативным техническим решением плавления в индукционной печи является использование в качестве печи индукционного плавителя с «холодным» тиглем. Конструкционные и технологические особенности индукционного плавителя с «холодным» тиглем позволяют проводить процесс плавления различных материалов в широком диапазоне температур (до 2500 °С) без существенных проблем, связанных с коррозионной устойчивостью конструкционных материалов. В этом случае переплавка изоляции может проводиться без использования флюсующих добавок, снижающих температуру плавления и увеличивающих объем конечного продукта.

Конечный продукт переплавки теплоизоляции в «холодном» тигле имеет высокую гидrolитическую устойчивость и механическую прочность. Коэффициент сокращения объема равен около 40, массовая скорость выщелачивания радионуклидов составляет:

- для Na^+ - $6,6 \cdot 10^{-7}$ г/см² · сут;
- для Cs^+ - $1,0 \cdot 10^{-7}$ г/см² · сут;
- для Sr^{2+} - менее 10^{-7} г/см² · сут.

Методом «холодного» тигля можно компактировать бетон, кирпич и зольный остаток установок сжигания ТРО, остекловывать концентрированный кубовый остаток и солевой плав.

Переплавкой стекловолокна можно существенно (около в 60 раз) уменьшить объем РАО этого типа и получить конечный продукт с очень высокой гидromетрической устойчивостью.

Процесс плавления РАО позволяет заменить процесс прессования большей части радиоактивных отходов при этом получить значительный коэффициент уменьшения объема.

5.3.3 Обращение с радиоактивными металлическими отходами

Радиоактивные металлические отходы (РАМО) образуются как в ходе ремонтных работ при штатной эксплуатации энергоблока, так и при выводе энергоблоков из эксплуатации. При выводе энергоблока АЭС из эксплуатации. При выводе энергоблока АЭС из эксплуатации мощностью 1000 МВт образуется от 15 до 42 тыс. тонн РАМО. Около 15 % общей массы сталей, используемых в реакторе, имеющие удельную активность примерно $1,5 \cdot 10^{12}$ Бк/кг и содержат до 99,8 % общего количества радионуклидов. Основная масса РАМО имеет уровень удельной активности до $1,9 \cdot 10^6$ Бк/кг т.е. относится к низко- и среднеактивным отходам.

Радиоактивное загрязнение РАМО обусловлено наличием как активированных компонентов стали (^{60}Co , ^{54}Mn , ^{51}Cr , ^{65}Zn , ^{55}Fe , ^{59}Fe , ^{63}Ni), так и продуктов деления ядерного топлива (^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{144}Ce).

Радиоактивность стальных элементов первого контура может составить до $4,0 \cdot 10^9$ Бк/кг. Основной вклад в мощность экспозиционной дозы гамма-излучения вносит ^{60}Co , однако в составе РАО до 70 % могут быть ^{137}Cs , ^{90}Sr (от общего количества продуктов деления).

Кроме того, при регенерации отработанного ядерного топлива (например ТВС реакторов типа ВВЭР) на радиохимическом заводе, производительностью

600т урана в год будет накапливаться до 190 т высокоактивных металлических отходов. В состав этих отходов входит примерно 170т нарубленных оболочек ТВЭЛ, общим объемом 200 м³. Эти отходы в основном содержат долгоживущие радионуклиды (Cs, Ru, Sr, Pu) в основном в поверхностных слоях оболочек ТВЭЛ и продукты активации (Fe, Co, Ni) в концевых деталях ТВС направляются длительное хранение в специальных хранилищах.

Длительное хранение переработанных РАМО в специальных хранилищах экологически неэффективно. Так, стоимость хранения 1 м³ низкоактивных РАМО составляет более 800 долл. США в год. Снизить расходы на хранение РАМО возможно путем дезактивации и плавки.

На основе опыта обращения с радиоактивно загрязненным металлом в странах ближнего и дальнего зарубежья приняты технологии переработки РАМО в России, разработанные УралНИИХИММашем и фирмой SIEMPELKAMP технологические схемы приведены на рис.22 и 23.

На технологической установке рис.22 (проводятся работы по дезактивации и переработке крупных металлоконструкций (газовых центрифуг) жидкостным и термическими методами.

Процесс характеризуется малым количеством отходов. Оснащение линии выполнено с учетом обеспечения безопасности. На всех стадиях технологического процесса практически отсутствует непосредственный контакт персонала с радиоактивными веществами. Технология обращения с РАМО исключает радиационное влияние на окружающую среду.

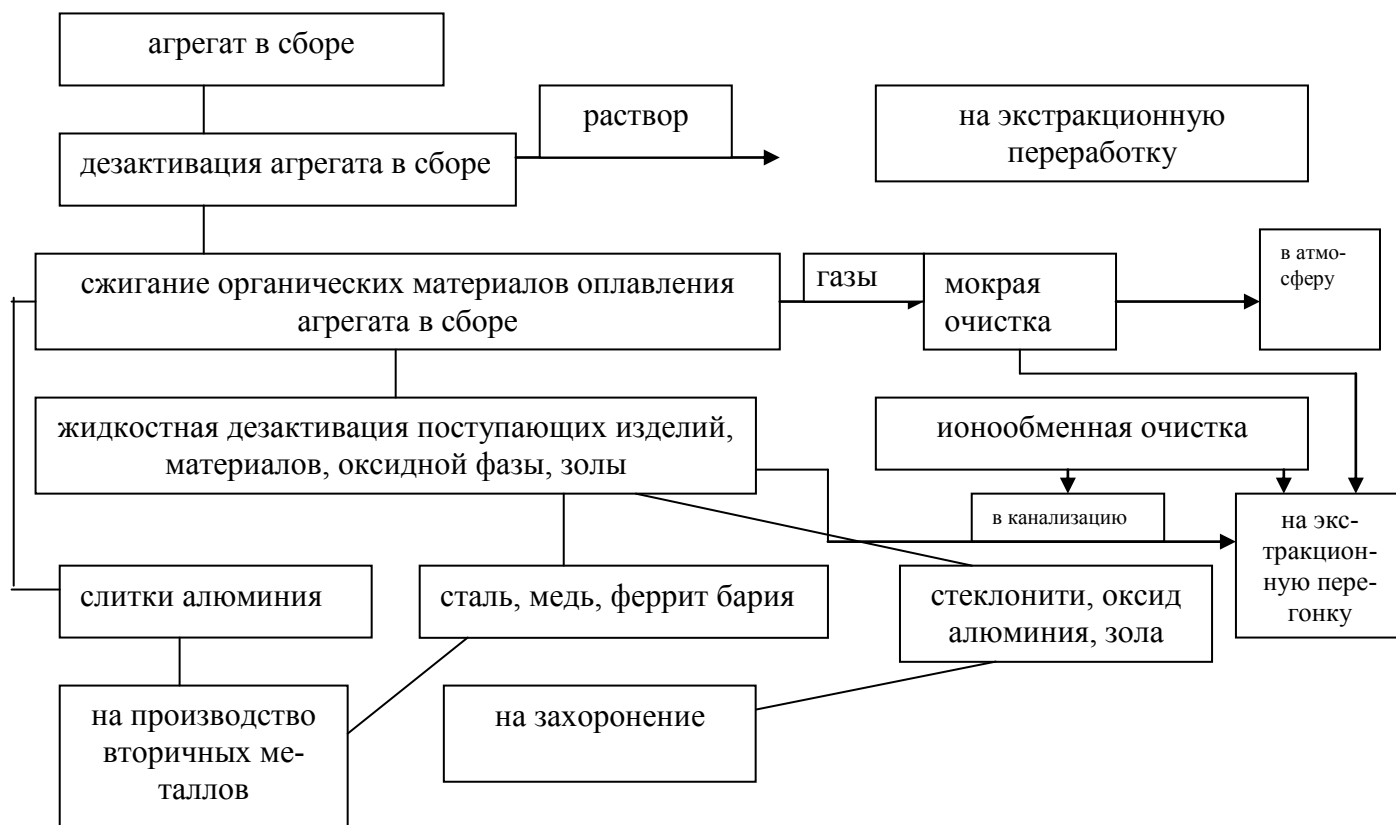


Рис. 22. Схема комплексной переработки агрегатов газовых центрифуг

Основные показатели работы установки:

Производительность 10 тыс.т/год

Исходная активность перерабатыв. оборудования $<10^5$ Бк/кг

Активность полученных втор. материалов $<10^2$ Бк/кг

Масса возвращенных в хозяйственный оборот вторичных материалов(при переработке центрифуг):

- стали 660 кг/т,

- алюминия 230 кг/т,

- меди 16 кг/т,

- серебра 24 г/т.

Трудоемкость переработки 6 чел/т.

Объем дезактивирующих веществ, направ. на переработку 0,06 м³/т.

Масса вторичных ТРО направ. на захоронение 60 кг/т.

Радиоактивность газов, выбрасываемых в атмосферу $2 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³.

Занимаемая производительная площадь 1500 м³.

Расход электроэнергии 650 кВт·ч/т.

Для переработки радиоактивно загрязненного металла предлагается технология, которая опробированна на зарубежных предприятиях (рис.23).

Сущность технологии заключается в перераспределении основных радионуклидов во время процесса плавки при температуре около 1500 °С, что приводит к их преимущественному переходу в технологические отходы шлак и пыль, которые улавливаются на фильтрах (табл. 5.14)

Таблица 5.14 - Данные по распределению радионуклидов после переплава

Радионуклиды исходного материала	Распределение после переплава, %			
	Слиток	Шлак	Пыль	Отработанный воздух
Альфа-излучатели				
Уран 235,238	1	98	1	
Плутоний 241	1	98	1	
Америций 241	1	98	1	
Бета-излучатели				
Водород	-	-	-	+
Железо 55	~100	<1	-	-
Ниобий 63	90	10	-	-
Стронций 90	3	95	2	-
Гамма-излучатели				
Кобальт 60	~90	10	10	<1
Цезий 134,137	<1	45	45	~55
Серебро 100м	~95	5	5	<1
Европий 154	5	~95	~90	<1
Церий 144	~500	50	50	<1
Марганец 54	~95	5	5	<1
Цинк 65	<1	10	10	~90



Рис. 23. Технологическая схема процесса переплавки (фирма SIEMPELKAMP)

По данной технологии можно получить различные коэффициенты очистки радиоактивно загрязненного металла. При этом существует возможность разделения различных видов металла. Разделение происходит в зависимости от разницы температур плавления металлических конструкций (электродвигатель, насос и т.п.) такие их составные части как свинец, алюминий и сталь могут быть выделены при температуре соответственно 400, 800, 1100 и 1500 °С.

Основные характеристики плавильной установки:

Годовая производительность 10000 т/год.

Производительность:

- одна индукционная плавильная печь 10 т/ч,

- одна дуговая электропечь 10 т/ч.

Склад для контейнеров (емкость) 500 т.

Потребность в электроэнергии 20 МВт.

Продукция 1 т.

Конструкция модульная. Размеры 260х25 м.

Приведенная технология переплавки металла позволяет:

- существенно уменьшить объем захораниваемых отходов;

- снизить до приемлемого уровня удельную активность получаемых слитков металлов за счет перевода в шлак и однородного распределения радионуклидов, оставшихся в массе металла.

Технологии переработки РАМО в индукционных и электродуговых печах нашли широкое применение на зарубежных АЭС. В основе технологических процессов переплавки РАМО лежат перераспределения радионуклидов между шлаком и металлическим расплавом. При этом рекристаллизационная масса металла частично сохраняет наведенную активность.

При этом, применение метода переплавки РАМО связано с необходимостью использования системы фильтрации уходящих газов и значительными энерго затратами.

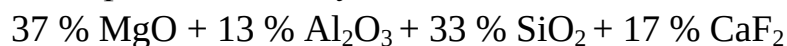
В процессе переплавки РАМО происходит полное удаление ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{144}Ce , и ТУЭ. Остаточная активность переплавленного металла определяется наличием радионуклидов Co, Mn которые в процессе переплавки лишь равномерно распределяются в расплаве, почти не переходя в шлак (табл. 5.15).

Таблица 5.15 - Коэффициенты распределения радионуклидов между шлаком и расплавом металла

Радионуклид	Коэффициент распределения	Радионуклид	Коэффициент распределения
^{60}Co	10^{-2} -1.0	^{134}Cs	10^3 - 10^6
^{90}Sr - ^{90}Y	$2 \cdot 10^5$	^{137}Cs - ^{137}Ba	10^3 - 10^6
^{95}Zr - ^{95}Nb	10^3	^{144}Ce - ^{144}Pr	10^6
^{106}Ru - ^{106}Rh	10^{-2} - 10^{-1}	^{238}U	$2 \cdot 10^3$
^{125}Sb	10^{-6}	^{239}Pu	$3 \cdot 10^3$

В принятой технологии (рис. 24) при установившемся режиме работы печей масса партии металла для загрузки печи должна составлять 70...80 % вме-

стимости тигля загрузка печей производится питателями. При переплавке отходов из стали в качестве флюса используют композицию состава



в количестве 1 - 1,5 % массы переплавляемого металла флюс периодически загружается в печь в процессе плавки.

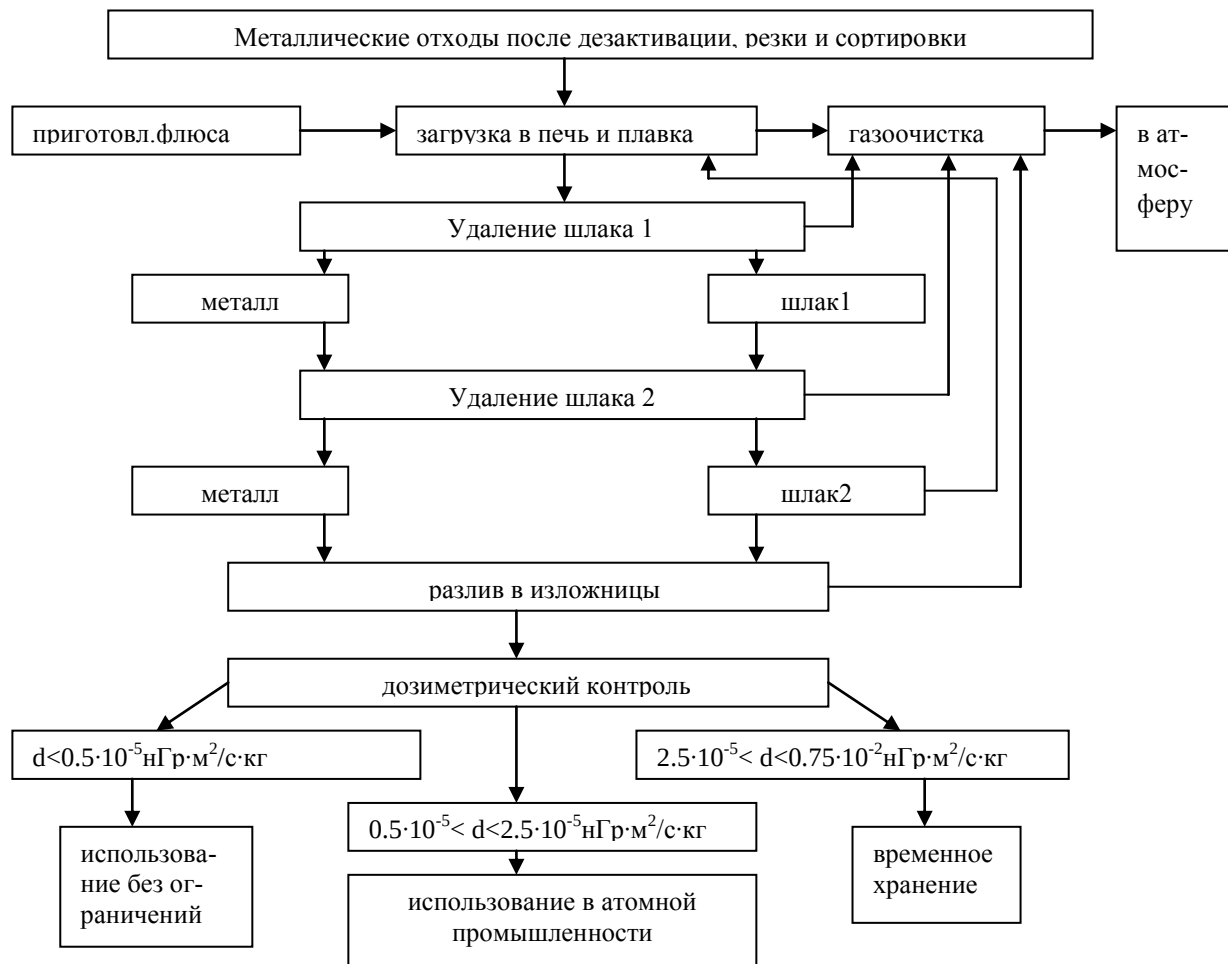


Рис. 24. Принципиальная технологическая схема переплава радиоактивных металлических отходов

Высокая температура процесса переплавки приводит к тому, что часть радионуклидов испаряется и уносится восходящими потоками воздуха, причем часть радионуклидов может испаряться уже с поверхности металла во время его нагрева в печи, а часть – с поверхности жидкого шлака и металла (табл. 5.16).

В процессе переплавки улетучиваются до 4,5 % ^{137}Cs , до 50 % ^{65}Zn и до 15 % ^{125}Sb наличие которых главным образом и определяет загрязненность газовой фазы.

Переход значительных количеств радионуклидов в газовую фазу при переплавке РАМО приводит к необходимости создания достаточно эффективных систем вентиляции и газоочистки.

Были разработаны режимы и способы плавления РАМО, позволяющие уменьшить количество радионуклидов переходящих в газовую фазу. С этой целью переплав ведут в следующих режимах:

1) в печи расплавляется загрузка радиоактивного металла или же в тигле печи оставляется часть металла от предыдущей плавки. Затем загружается флюс и производится дозагрузка РАМО. Дозагруженные фрагменты должны полностью погружаться в расплав (чтобы вся их поверхность экранировалась расплавом металла и шлака от контакта с атмосферой);

2) при переплаве длинномерных образцов, геометрические размеры которых не позволяют полностью погрузить их в расплав, аналогично первому режиму вначале в тигле печи получают расплав металла, затем загружают флюс и металл перегревают выше его точки плавления не менее чем на 10°C , далее проводится загрузка длинномерных отходов. В течение всего процесса плавления поддерживается перегрев металла не менее чем на 10°C .

Таблица 5.16 -. Количество радионуклидов, переходящих в газовую фазу при переплавке сталей (время плавки 40 мин)

Радионуклид	Температура, $^{\circ}\text{C}$		Общее давление паров оксидов, Па при $t=1500^{\circ}\text{C}$	Количество радионуклидов переходящих в газовую фазу, %
	Плавления	Кипения		
^{137}Cs	-	500	-	$5,8\div 45,0$
^{65}Zn	1973	-	$1,4\cdot 10$	$30\div 50$
^{125}Sb	656	1456	$1,2\cdot 10$	$2\div 14,9$
^{106}Ru	-	-	-	$0,2\div 3,0$
^{90}Sr	2650	3000	$7,2\cdot 10$	$0,2\div 0,54$
Радионуклид	Температура, $^{\circ}\text{C}$		Общее давление паров оксидов, Па при $t = 1500^{\circ}\text{C}$	Количество радионуклидов переходящих в газовую фазу, %
	Плавления	Кипения		
^{144}Ce	2180	-	-	$0,01\div 0,33$
^{54}Mn	1842	-	$1,8\cdot 10$	$0,02\div 0,5$
^{60}Co	1830	-	$7,2\cdot 10$	$0,01\div 0,5$

При переплавке металлических отходов в соответствии с данным режимом количество радионуклидов переходящих в газовую фазу, существенно снижается и составляет %:

$^{137}\text{Cs} - 1,5\div 3,0$, $^{125}\text{Sb} - 0,5$, $^{106}\text{Ru} - 0,5$, $^{60}\text{Co} - 0,005\div 0,02$.

Индукционные печи промышленной и повышенных частот выделяют пыли в 5-6 раз меньше, чем электродуговые (при выплавке 1т металла образуется $0,75\ldots 1,5$ кг пыли), выделение газов незначительно.

Кроме того, при индукционной переплавке РАМО газовыделение незначительно, поэтому для улавливания радиоактивных аэрозолей можно использовать «сухие» методы газоочистки, что исключает образование вторичных жидких радиоактивных отходов, переработка, которых представляет сложную задачу.

Перспективным методом обращения с РАМО является индукционно-шлаковая переплавка их в печах с «холодным» тиглем.

Технология индукционного шлакового перепада с «холодным» можно использовать для переработки РАМО всех уровней активности без предварительной жидкостной дезактивации. Этот процесс предусматривает расплавление измельченных до размеров 300...500 мм отходов в «холодном» тигле при применении до 5 % (по массе) оксидиториidного флюса, формирование и выталкивание из тигля монолитного слитка дезактивированного металла, переработку методом цементирования или остекловывания образующегося шлака, содержащего основную массу долгоживущих радионуклидов Cs, Sr, Pu.

5.3.4 Дезактивация радиоактивных металлических отходов

В процессе эксплуатации оборудования АЭС радионуклиды могут локализовываться в структуре лакокрасочных покрытий, масляных пленках, технологических отложениях и поверхностных слоях металла. Одним дезактивирующим раствором невозможно эффективно удалить радионуклиды при наличии всех этих типовых загрязнений. Поэтому, удаление загрязненных лакокрасочных покрытий и масляных пленок объединяют в один процесс, а удаление технологических отложений и загрязненного поверхностного слоя металла – в другой.

Металл, поступающий на дезактивацию может быть покрыт эксплуатационными масляными пленками, а также масляными пленками, образовавшимися в результате использования охлаждающих эмульсий в процессе механической разделки металла.

В этом случае комплекс по обращению с РАМО имеет двухзонную компоновку. Основная часть радиоактивных загрязнений удаляется дезактивацией в «грязной» зоне обработки металла, а окончательная очистка металла от радионуклидов и переплава в целях получения кондиционных слитков производится в «чистой» зоне. Схема удаления масляных загрязнений и лакокрасочных покрытий приведена на рис. 25.

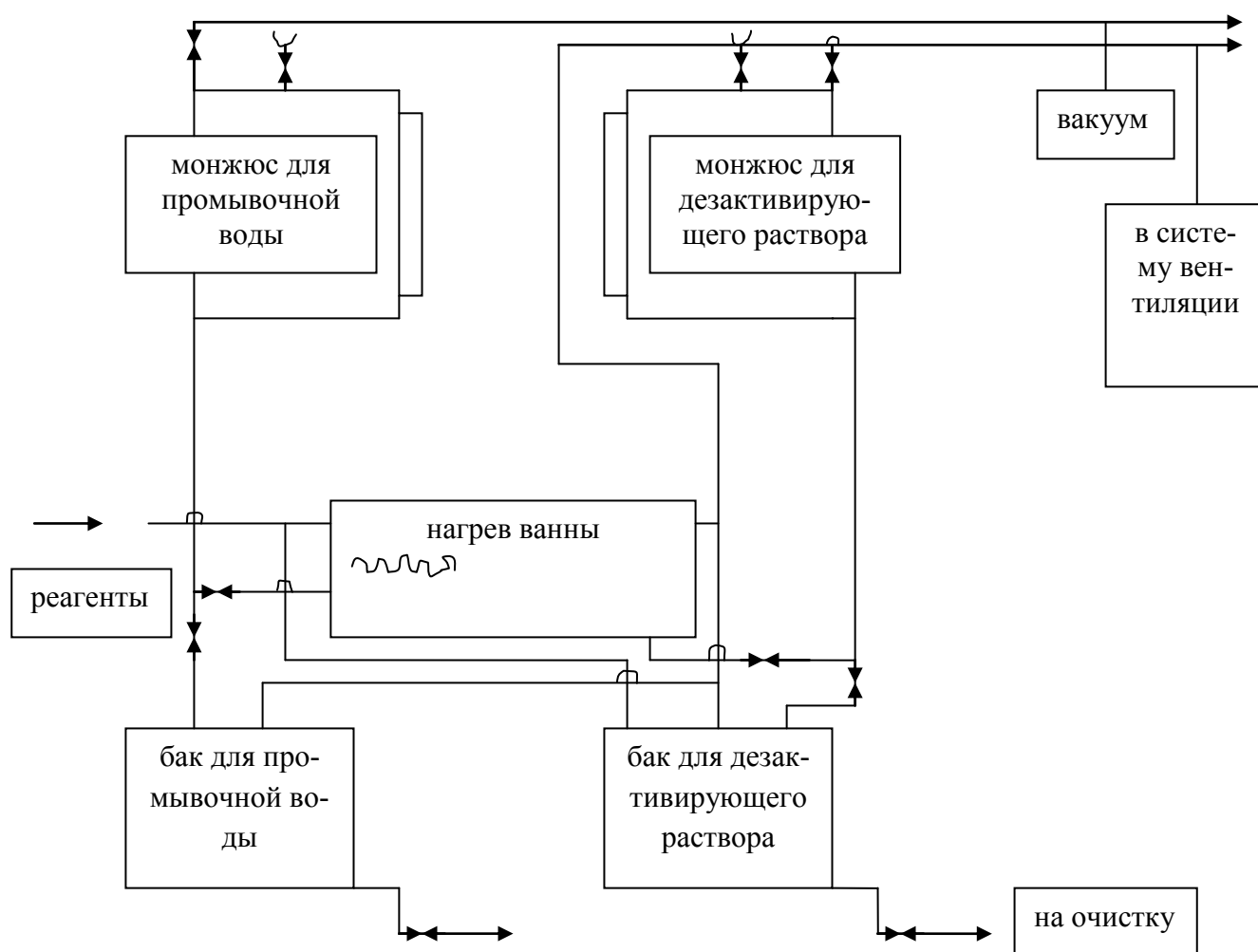


Рис. 25. Схема удаления масляных загрязнений и лакокрасочных покрытий

Наиболее ответственным технологическим процессом обращения с РАМО является глубокая дезактивация.

Загрязнения металла радионуклидами обычно происходит при его контакте с жидкими радиоактивными средами. В жидких радиоактивных средах радионуклиды могут находиться в виде радиоколлоидов, псевдорadioколлоидов, нейтральных атомов, простых, сложных и комплексных ионов. Под действием различных факторов происходит закрепление коллоидов на поверхности металлического объекта, кроме того адсорбированные ионы могут входить в кристаллическую решетку металла и оксиде пленки. Комплексные соединения радионуклидов внедряются в труднорастворимую пленку неорганических полимеров.

Коррозионная пленка на поверхности металла изменяет условия загрязнения. Оксиды и гидроксиды, образовавшиеся на поверхности, способствуют ионному обмену. Радионуклиды цезия практически не сорбируются на оксидных поверхностях, а стронция очень слабо. Ионный обмен и сорбция обуславливает поверхностное загрязнение металла радионуклидами. После сорбции идет процесс глубинного загрязнения (проникновения радионуклидов в трещины и поры металла и диффузия ионов в толщу коррозионной пленки).

Таким образом, коррозионные процессы обуславливают как поверхностное, так и глубинное загрязнение металла.

Общим технологическим принципом всех видов химической дезактивации металла является окислением поверхностных слоев с последующим растворением оксидных форм в присутствии комплексообразователей.

При глубокой дезактивации РАМО ее результаты оценивают по толщине удаленного слоя металла.

Существует множество методов химической дезактивации, которые подразделяются на «жесткие» (более 1 % по массе концентрацией реагентов) и «мягкие» (менее 1 % по массе концентрацией реагентов).

Один из основных методов химической дезактивации металлов является удаление коррозионной пленки травлением поверхности 20 %-ной соляной кислоты, 30 %-ной серной кислотой и катодной обработки в соляной кислоте.

На отечественных АЭС нашли применение дезактивирующей рецептуры, состав которых приведен в табл. 5.17.

Таблица 5.17 - Дезактивирующие рецептуры

Состав раствора (в расчете на 1 дм ³ воды)	Кд
Контакт Петрова (3 дм ³)	3,0
Контакт Петрова + щавелевая кислота (10 г)+хлорид натрия (50 г)	10
Едкий натрий (10 г)+Трилон Б (4 г)	75
Лимонная или щавелевая кислота (10-30 г)	20
Тринатрий фосфат	3,0

«Мягкие» процессы дезактивации характеризуются небольшим количеством вторичных РАО и малыми скоростями коррозии материалов контура. Коэффициенты дезактивации при этом относительно малы, а процессы дезактивации более продолжительны, чем в случае «жестких» процессов.

Широкое применение получили методы глубокой дезактивации РАМО состоящие из следующих технологических процессов (стадий):

- дезактивация серно-кислыми средами в погружных ваннах (первая стадия дезактивации);
- дезактивация в погружных ваннах с использованием щелочных и кислотных десорбирующих композиций (первая стадия дезактивации);
- отмывка локальных загрязнений электрохимическим способом;
- переплавка металла по технологии с использованием тетрафторборной кислоты (вторая стадия).

Дезактивация металла в серно-кислотных средах является эффективным методом удаления прочнофиксированных радионуклидных загрязнений.

В основу этого метода положено использование растворов, которые воздействуют не на загрязненные технологические загрязнения, а на слой металла под ним. При этом происходит нарушение механической связи между металлом и отложениями при сохранении их структуры.

Удаление технологических отложений и загрязненного металла на фрагментах металлического оборудования проводят путем последовательной обработки в травильном и осветляющем растворах. Оба раствора содержат серную кислоту. Дополнительно травильный раствор содержит активатор коррозии, а осветляющий окислительный компонент – перекись водорода.

На заключительной стадии процесса поверхности промываются водой. Максимальная толщина слоя металла, который предполагается удалять за цикл дезактивации, составляет 20 мкм.

В процессе дезактивации происходит выделение газообразных продуктов и аэрозолей, которые направляются в систему спецвентиляции помещения, в котором находится установка.

5.4. Сбор, временное хранение, транспортировка и захоронение ТРО

5.4.1 Сбор и временное хранение ТРО

Сбор радиоактивных отходов производится непосредственно в местах их образования отдельно от обычного мусора и отдельно с учетом:

- их природы (органические, неорганические, биологические);
- агрегатного состояния (твердые, жидкие);
- взрыво-, пожароопасные.

Кроме того, твердые РАО подразделяют на сжигаемые, прессуемые и не подлежащие переработке (крупногабаритные с размерами 900÷1200÷3000 мм, приборы, ИИИ, твердые и отвержденные, высокоактивные).

Сбор и упаковка РАО твердых малогабаритных отходов производится в контейнеры-сборники, внутрь которых вкладываются битумированные бумажные или пластиковые мешки. Сборники маркируют с указанием радиационной безопасности.

Для сбора ТРО используют полиэтиленовые мешки, механически прочные, устойчивые к воздействию низких температур. Временное хранение и выдержка твердых радиоактивных отходов производится в отдельных, специально оборудованных помещениях. Эти помещения оборудованы в соответствии с требованиями санитарных правил по обращению с радиоактивными отходами.

Транспортировка РАО осуществляется специальными автомобилями. Твердые РАО перевозятся в специальных автомобилях ОТ-20 с транспортным контейнером объемом 3 м². Транспортировка сборников-контейнеров к местам временного хранения производится на специальных тележках, отвечающих требованиям радиационной безопасности.

Транспортное средство, перевозящее ТРО оборудуются влагостойкими и химстойкими покрытиями, а также экранирующими устройствами радиационной защиты. Кроме того, внутренняя поверхность кузова облицовывается материалом допускающим обработку растворами кислот, специальными дезактивирующими средствами и мытье водой.

6. ХРАНЕНИЕ И ЗАХОРОНЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

6.1. Общие положения

Основной целью обращения с РАО, включая окончательное захоронение в приповерхностные или глубокие геологические подземные хранилища, является долговременная защита человека и окружающей среды от радионуклидов, содержащихся в отходах.

Хранение играет важную роль в обращении с отходами. Под хранением понимают размещение отходов в пригодном месте с возможностью их последующего извлечения. Захоронение, напротив, предназначено для размещения отходов в постоянном хранилище без намерения извлечения их в будущем.

Хранилище переработанных или связанных (иммобилизированных) и упакованных отходов может быть связано с разными целями на различные периоды времени многими способами. На тип выбранного хранилища влияют характеристики отходов, которые должны в нем храниться. В связи с этим, существует тесная связь между переработкой и упаковкой отходов, между свойствами и упаковкой РАО с одной стороны и методами хранения, транспортировки и окончательного захоронения с другой.

Существует два различных этапа хранения при обращении с РАО:

- буферное хранение необработанных отходов;
- промежуточное хранение кондиционированных отходов.

Эти фазы хранения преследуют следующие цели:

-эксплуатационное хранение (например, хранение отходов в ожидании кондиционирования или транспортировки);

- безопасная выдержка в течение периода радиоактивного распада перед последующими этапами обращения с отходами («хранилище выдержки» облегчает последующее кондиционирование, транспортировку или захоронение, а также позволяет захоронение или передачу отходов загрязненных короткоживущими радионуклидами на организованные свалки с освобождением их или изъятием из-под ограничений, установленных регулирующими нормами);

- промежуточное хранение кондиционированных отходов (например, безопасное содержание отходов до создания окончательных хранилищ или начала кампании по захоронению).

Эти задачи направлены на обеспечение общей безопасности путем минимизации облучения персонала и населения, включая долговременные воздействия в соответствии с руководством МКРЗ и МАГАТЭ.

Общей особенностью всех видов деятельности по хранению отходов является возможность их извлечения в случае необходимости. В этих случаях упаковки должны быть идентифицируемыми и готовыми к извлечению для обследования, последующего транспортирования и захоронения.

Радиоактивные отходы в процессе хранения могут включать в себя самые разные материалы с различными физическими, химическими и радиоактивны-

ми характеристиками. Все виды отходов должны быть сгруппированы с аналогичными характеристиками и степенью опасности.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ, в основу классификации РАО взяты их активность и вид радионуклидов:

- высокоактивные отходы, содержащие долгоживущие радионуклиды;
- среднеактивные отходы, содержащие долгоживущие радионуклиды;
- низкоактивные отходы, содержащие долгоживущие радионуклиды;
- среднеактивные отходы, содержащие короткоживущие радионуклиды;
- низкоактивные отходы, содержащие короткоживущие радионуклиды.

При стратегии обращения с РАО, предполагающей поверхностное захоронение низкоактивных и среднеактивных РАО с короткоживущими радионуклидами, захоронение высокоактивных и других видов отходов, содержащих незначительные количества долгоживущих радионуклидов, в геологических хранилищах должна быть проведена четкая дифференциация между этими группами и определены специальные критерии приемлемости.

При стратегии, рассматривающей только захоронение в геологических подземных хранилищах или захоронение на дне океана, нет необходимости в такой строгой дифференциации. В этом случае возможна необходимость (в каждом конкретном случае) дифференциации между теплогенерирующими и остальными типами отходов, так как первые не подходят для захоронения во все геологические формации.

Критерием приемлемости для конкретного хранилища представляет собой существенные качественные условия, которые должны соблюдаться для установок (в том числе и транспортных) и формы отходов.

Выполнение этих условий должно быть соблюдено при кондиционировании, транспортировании – в этом случае не будет необходимости в дополнительной обработке отходов такой, как, например, переупаковка извлекаемых из хранилищ отходов.

6.2. Хранение радиоактивных отходов

6.2.1 Буферное хранение неперерабатываемых отходов

Буферное хранение неперерабатываемых отходов является частью деятельности предприятия – производителя отходов по их сбору и классификации. Возможность хранения на площадке позволяет выполнять безопасное раздельное хранение радиоактивных отходов различных категорий в ожидании передачи и перевозки на установку переработки РАО, расположенной на площадке или на центральном перерабатывающем предприятии.

Как правило, в буферных хранилищах накапливается значительное количество непереработанных отходов до начала кампании по кондиционированию и переработке в мобильных установках по переработке вне площадки.

Емкости для сбора и хранения жидких радиоактивных отходов должны обеспечивать возможность их раздельного хранения, учитывая их химический состав, вид и происхождение (например, дезактивационные растворы, пульпы,

шламы, шихта ионообменных фильтров и т.п.). Учитывая уровень радиоактивности и радионуклидный состав, при хранении отходов должна быть обеспечена достаточная биологическая защита.

Соответствующая биологическая защита должна быть обеспечена в местах размещения отходов в защитных контейнерах многоразового использования. Кроме того, необходимо разделение твердых радиоактивных отходов с мощностями доз, превышающими возможность прямого обращения.

Упаковка РАО в транспортные защитные контейнеры необходима, если перевозка отходов на перерабатывающую установку производится по обычным дорогам в соответствии с национальными и международными транспортными требованиями. На централизованном предприятии по переработке РАО также необходимо иметь буферное хранилище для хранения различных категорий радиоактивных отходов и, одновременно, используемые как эксплуатационная буферная емкость.

Разработка и определение размера всех буферных хранилищ должны основываться на тщательном анализе и оценке производства отходов, принимая во внимание состав и характеристики отходов, их объемную (удельную) активность и содержащиеся радионуклиды, удельную скорость образования отходов, разделение и возможную первичную переработку, производимые производителем отходов и практическое осуществление будущих кампаний по захоронению отходов.

6.2.2 Хранилища выдержки

При отсутствии нерадиологической опасности (химической токсичности) предпочтительно избегать кондиционирования радиоактивных отходов, содержащих короткоживущие радионуклиды, посредством организации хранения их в хранилищах выдержки. В этих случаях основную опасность при хранении в хранилищах выдержки будут представлять летучие, огнеопасные, биологически нестабильные или токсичные отходы.

Хранилища выдержки могут использоваться для обычных разделенных низкоактивных отходов, образованных при использовании источников ионизирующих излучений в медицине, учебных и научно-исследовательских лабораториях и других организациях. В эту группу радиоактивных отходов входят следующие радионуклиды: ^{32}P ($T_{1/2}=14,3$ дня); ^{99}Mo ($T_{1/2}=66$ ч); ^{125}I ($T_{1/2}=60$ дней); ^{131}I ($T_{1/2}=8$ дней); ^{192}Ir ($T_{1/2}=74$ дня).

При суммарной радиоактивности от 3,7 до 37 ББк/дм³ выдержка в течение десяти периодов полураспада ($10T_{1/2}$) может уменьшить остаточную радиоактивность до и ниже уровня, позволяющего захоронение вместе с обычными нерадиоактивными отходами.

Выдержка радиоактивных отходов, содержащих радионуклиды с периодом полураспада ($T_{1/2}$) от 6-ти недель до одного года в хранилище должна быть тщательно проанализирована, так как время распада может быть оценено как очень длительное и может не подходить для данного метода вследствие возможного риска, связанного с долговременным хранением кондиционированных отходов. Изъятие небольших количеств очень низкоактивных радиоактивных

отходов из-под общего регулирующего контроля должно рассматриваться на международном уровне.

В настоящее время определены принципы изъятия, определяющие радиологические критерии, однако задача перевода в значения радиоактивности для изымаемых материалов еще не решена.

Выдержку необработанных радиоактивных отходов до уровня активности, позволяющего захоронение их на местных свалках, лучше всего совмещать с буферным хранением.

Следует отметить, что хранение радиоактивных отходов с выдержкой направлено на облегчение последующей обработки отходов, их кондиционирования и захоронения.

Отработанные топливные элементы (ОЯТ) направляются на выдержку и хранение в течение нескольких лет до их переработки. Образующиеся концентраты жидких высокоактивных радиоактивных отходов, содержащие продукты деления, хранят в течение некоторого периода времени (примерно 3-5 лет) для уменьшения радиоактивности и тепловыделения перед проведением процесса отверждения (например, остекловывания). Полученные в результате остекловывания блоки хранят в течение нескольких десятилетий для уменьшения их радиоактивности и тепловыделения до значений, приемлемых с точки зрения безопасности для захоронения в геологические формации выбранного подземного хранилища.

Период первых двух десятилетий можно рассматривать как специальное буферное хранение, последующее – как промежуточное хранение.

Емкости для хранения высокоактивных концентратов и хранилищ остеклованных блоков характеризуются мощными системами отвода тепла и радиационной защитой, т.е. они являются довольно сложными технологическими установками.

Для среднеактивных радиоактивных отходов кондиционирование, транспортировка и захоронение могут быть достигнуты посредством хранения с выдержкой или без нее.

6.2.3 Промежуточное хранение

Промежуточное хранение с кондиционированными радиоактивными отходами осуществляется в случае отсутствия площадок для их захоронения. Промежуточное хранилище может быть также использовано как буферная емкость перед захоронением. Промежуточное хранение используют и для уменьшения радиоактивности со временем, чтобы упростить последующие работы, а также соблюдения частных критериев приемлемости (радиоактивность, тепловыделение и т.п.), установленных с точки зрения долговременной безопасности для выбранного хранилища и технологии захоронения.

Промежуточное хранилище может быть расположено:

- при установке по кондиционированию радиоактивных отходов;
- как централизованное промежуточное хранилище вне производителя отходов или предприятия по кондиционированию отходов;
- при окончательном хранилище.

Расположение системы хранения основывается на результатах детального анализа безопасности, эксплуатационных и финансовых соображениях.

Формы и упаковки радиоактивных отходов определяются критериями приемлемости, установленными для окончательного захоронения. Условия промежуточного хранения должны соответствовать этим характеристикам для того, чтобы гарантировать качество установок с отходами до их перемещения в окончательное хранилище.

Если критерии приемлемости для окончательного хранилища еще не разработаны, то при рассмотрении вопросов безопасности принимают во внимание и условия промежуточного хранения, и варианты промежуточного хранения, и варианты долговременного хранения, которые будут служить основой для установления критериев приемлемости и качества для форм и установок.

Проектные особенности промежуточного хранилища и принципиальные технологии промежуточного хранения являются определяющими характеристиками упаковок отходов, с содержащимися радионуклидами, их активностью, тепловыделением, качеством упаковки и ее защитными свойствами.

6.2.4 Проектные особенности промежуточного хранилища

Большинство хранилищ представляют собой инженерные сооружения, в исключительных случаях хранение радиоактивных отходов возможно на специально выделенных площадях.

Хранение на площадках характеризуется критериями хранения установок на подготовленной площадке на открытом воздухе либо в простых перекрытых для защиты от неблагоприятных погодных условий ангарах.

Этот тип промежуточного хранения возможен только для упаковок с высокой защитой, мощность дозы на поверхности которых позволяет прямой доступ и обращение.

Например:

- площадка хранения цементных кубических или цилиндрических контейнеров с кондиционированными отходами перед захоронением;
- площадка хранения приспособленных крупногабаритных коммерческих транспортных контейнеров, заполненных бочками с кондиционированными радиоактивными отходами;
- проектируемые площадки хранения топливных элементов (ТВЭЛ) в многоцелевых контейнерах для транспортировки и хранения.

Инженерное хранилище предполагает хранение в специально построенных сооружениях, таких как помещения, здания и бункеры. Инженерные хранилища могут создаваться с различной степенью сложности систем вентиляции, отвода тепла, контроля за температурой, радиоактивностью и т.п. В зависимости от нормативных требований, а также физическими, химическими свойствами, радиоактивности и мощности дозы упаковок с отходами в хранилищах могут использоваться устройства дистанционного управления (мостовые краны или оборудование прямого управления - погрузчики), а также оборудование для мониторинга активности, противопожарные системы и т.п.

Основными требованиями для промежуточного хранения является способность ограничивать радиационное облучение человека и обеспечение в комплексе с установками и контейнерами физического удержания отходов. К концу периода промежуточного хранения должна быть возможность идентификации, извлечения и транспортирования к местам захоронения желательно без дополнительной переупаковки. Кроме того, необходимо предусмотреть защиту от случайного вмешательства или других нежелательных действий.

Предотвращение радиационного облучения персонала и населения достигается достаточной индивидуальной биологической защитой каждой установки или созданием хранилища с бетонными стенами достаточной толщины.

В случае обеспечения биологической защиты для каждой установки становится возможным прямое обращение к ним. В противном случае, при создании защиты для всего хранилища (бункера), необходимо дистанционное управление.

Некоторые важные проектные особенности установок промежуточного хранения радиоактивных отходов можно определить в виде следующих требований:

- конструкция сооружения для хранения радиоактивных отходов должна обеспечивать необходимую биологическую защиту в любой доступной точке, чтобы уменьшить радиационное облучение персонала на площадке;
- максимально возможная нагрузка на дно хранилища (площадки) должна быть рассчитана, исходя из высоты установок с радиоактивными отходами;
- промежуточное хранилище должно быть спроектировано так, чтобы предупредить коррозию и разрушение упаковок с отходами, связанную с высокой влажностью, морозами или другими неблагоприятными климатическими факторами;
- упаковки с кондиционированными отходами должны иметь возможность сброса радиоактивных и горючих газов, образующихся в процессе промежуточного хранения, поэтому вентиляционная система должна обеспечивать уменьшение огнеопасных газов и не допускать скопления взрывоопасных смесей при выбросах в атмосферу радиоактивных газов и аэрозолей;
- легковоспламеняющиеся радиоактивные отходы должны храниться в сооружениях, оборудованных противопожарной системой;
- в случае хранения тепловыделяющих радиоактивных отходов должна быть обеспечена эффективная система теплоотвода;
- все транспортное оборудование для промежуточного хранилища (краны, конвейеры и т.п.) должно быть спроектировано, принимая во внимание возможность возникновения механических и электрических аварий и необходимости последующего извлечения для восстановления оборудования или перемещения установок с радиоактивными отходами;
- оборудование по обращению и транспортировке отходов вместе с выбранными принципами хранения должно позволять извлекать любую хранящуюся установку для инспекции в любое время;
- днище хранилища должно позволять отвод любых случайно попавших в установку вод и взятие проб для обнаружения возможного загрязнения;

- должны вестись записи о расположении и содержании каждой установки с радиоактивными отходами;

- проект хранилища должен предусматривать возможность простого расширения хранилища с использованием модульных конструкций.

Эти принципы должны быть воплощены в типовом проекте при соблюдении соответствующих норм как основа для ограничения радиологического воздействия в соответствии с правилами ALARA. При этом остается необходимость проводить оценку безопасности при проектировании или эксплуатации хранилища.

Оценка безопасности должна отражать возможность связанной с ней опасности, а также степень, в которой эту опасность можно избежать или предотвратить.

Под опасностью понимают ситуацию, при которой лица могут быть подвержены радиационному облучению или может произойти воздушное загрязнение в пределах либо вне установки.

В методы оценки безопасности входят:

- определение опасностей, связанных с присутствием радиоактивных веществ в упаковках с отходами, которые хранятся или с которыми производят какие-либо действия. Конкретные опасности определяются изучением условий нормальной эксплуатации и аварийных ситуаций.

- изучение защитных и упреждающих мер, определяющих проектные особенности или административные меры, которые служат для предотвращения значительных опасностей. Должно быть определено, в какой степени эти цели достигаются. Рассматриваемые проектные особенности могут включать радиационную защиту, дистанционно управляемое оборудование, устройства мониторинга, вентиляционные и фильтрационные системы, защитные барьеры и т.п. Административные меры могут включать работы по эксплуатации, ремонту и радиационной защите. При тщательной оценке, которая в общем необходима при лицензировании, опасность может выражаться в виде частоты ее проявления и величины ее последствий. Эффективность защитных и упреждающих мер может также выражаться в виде уменьшения риска.

Таким образом, промежуточное хранение радиоактивных отходов является важным элементом для различных стадий обращения с радиоактивными отходами и включает:

- обеспечение буферного хранения переработанных отходов для облегчения этапа кондиционирования и упаковки отходов, что приводит к увеличению эффективности и снижению затрат на работы по переработке;

- обеспечение выдержки переработанных и кондиционированных отходов (в случае короткоживущих радионуклидов – снижая их остаточную радиоактивность, позволит захоранивать в обычные траншеи на местных мусорных свалках; в случае долгоживущих радионуклидов – может обеспечить их последующую переработку или захоронение);

- обеспечение безопасности в период между переработкой радиоактивных отходов и окончательным захоронением посредством хранения кондиционированных отходов под надзором и контролем в специальных хранилищах.

Независимо от типа используемого хранилища и периода хранения, основной целью хранения радиоактивных отходов всегда является безопасное удержание радионуклидов, содержащихся в хранилищах отходов.

Для достижения этой цели используют различные типы установок для хранения (хранилищ), которые в основном зависят от характеристик радиоактивных отходов (величина радиоактивности, содержание радионуклидов, тепловыделение, объем производства и т.п.).

Промежуточное хранение предусматривает безопасное хранение кондиционированных отходов с возможностью последующего извлечения под контролем до тех пор, пока не будет доступно окончательное захоронение в соответствующем хранилище, что завершит топливный цикл. В настоящее время накоплен достаточный практический опыт по захоронению низко- и среднеактивных отходов в поверхностных хранилищах и глубоких геологических формациях. Это опыт является значительной поддержкой и основанием для дальнейшего улучшения процесса эксплуатации таких хранилищ и смещает необходимость промежуточного хранения к буферному хранению перед началом кампании по захоронению.

Промежуточное хранение высокоактивных отходов, таких как некондиционированные, кондиционированные отработанные топливные элементы или отеклованные продукты переработки топлива будут играть доминирующую роль в будущем. Окончательное захоронение таких типов отходов в большинстве случаев требует значительного уменьшения активности и тепловыделения. Это требует хранения радиоактивных отходов с выдержкой в течение нескольких десятилетий.

6.3. Захоронение радиоактивных отходов

6.3.1 Приповерхностное захоронение РАО

Приповерхностное захоронение предусматривает размещение РАО в хранилищах, в которых безопасность изоляции отходов обеспечивается совокупностью защитных свойств инженерных барьеров таким образом, чтобы миграция радионуклидов была локализована в пределах этих границ.

Для приповерхностных хранилищ при благоприятных гидрогеологических условиях в число защитных инженерных барьеров включают:

- противодиффузионные барьеры покрывающего экрана (для предотвращения проникновения к отходам инфильтруемых атмосферных осадков и поверхностных вод);
- биоинтрузионные барьеры, препятствующие проникновению в хранилище животных, корней растений и непреднамеренному вторжению;
- противомиграционные барьеры подстилающего экрана, препятствующие миграции выщелаченных из отходов радионуклидов за пределы конструкции сооружения;
- барьеры, препятствующие боковой фильтрации воды в зону захоронения.

Захоронение РАО должно осуществляться на специально подготовленной площадке.

При выборе площадок для размещения хранилища РАО должны быть изучены и обоснованы следующие характеристики площадки, определяющие безопасность хранилища в течение всего периода его потенциальной опасности:

- геология и геохимия (региональные и местные стратегические характеристики, механические, физические, геохимические и другие свойства вмещающих пород);

- гидрогеология;

- тектоника и сейсмичность;

- поверхностные процессы (эрозия, оползни, выветривание и т.п.);

- метеорология;

- наличие в зоне потенциального влияния хранилища РАО залежей природных ресурсов (полезных ископаемых), добыча которых в будущем может стать необходимой;

- настоящая и возможно будущая хозяйственная деятельность человека, могущая повлиять на изолирующую способность хранилища.

Геологические характеристики должны обеспечивать возможность создания, эксплуатации и консервации безопасных хранилищ с использованием достигнутых технологий.

Геохимические характеристики вмещающей породы должны способствовать ограничению миграции радионуклидов из хранилища в биосферу.

Гидрогеологические условия должны способствовать ограничению переноса радионуклидов потоком подземных вод в грунтовые воды и водоносные горизонты, потенциально пригодные для использования как источники питьевого водоснабжения, в хозяйственных или иных целях.

Активность тектонических и сейсмических процессов в районе размещения площадки не должна приводить к повреждению изоляции хранилища. Процессы, влияющие на стабильность ландшафта (эрозия, оползни, выветривание и т.п.) не должны ухудшать изолирующую способность хранилища.

Возможные чрезвычайные метеорологические явления не должны приводить к миграции радионуклидов из хранилища в окружающую природную сферу.

При выборе площадки для хранилища РАО следует избегать соседства с ценными природными ресурсами, если существует вероятность их разработки. Настоящая и, возможно, будущая деятельность людей в районе площадки, выбранной для хранилища, не должна ухудшать его изолирующую способность.

Для хранилища РАО на этапе выбора площадки должны быть оценены границы санитарно-защитной зоны, определяемой на период эксплуатации и консервации хранилища в соответствии с установленными нормами, учитывая:

- вероятности и количества поступления радионуклидов в биосферу для нормальных и аварийных ситуаций при эксплуатации и консервации хранилища РАО;

- плотности и распределения населения в населенных пунктах и зонах сельскохозяйственной деятельности, а также прогноза их изменения;
- географических и гидрогеологических условий в районе расположения хранилища и возможных их изменений за периоды эксплуатации и консервации хранилища.

Основные требования для захораниваемых РАО в общем виде включают в себя:

- физическую природу кондиционированных отходов;
- длительность сохранения радиационно-опасных свойств;
- суммарное содержание радионуклидов;
- радионуклидный состав с указанием пределов содержания долгоживущих радионуклидов;
- радиационные характеристики;
- устойчивость к выщелачиванию;
- теплофизические свойства;
- отсутствие веществ, генерирующих при радиационном, тепловом, химическом и биологическом воздействии газообразование и образования жидких компонентов;
- отсутствие ядохимикатов, взрывоопасных и самовоспламеняющихся веществ.

Количественные оценки указанных параметров должны быть приложены к конкретным условиям захоронения в пунктах захоронения радиоактивных отходов в зависимости от их конструктивных, гидрогеологических и других условий.

Требования к РАО, подлежащих захоронению в приповерхностных хранилищах, определяют необходимость сортировки и возможной переработки (кондиционирования) отходов различной природы.

Максимальные концентрации радионуклидов для приповерхностного (неглубокого) захоронения приведены в табл. 6.1.

Таблица 6.1 - Максимальные концентрации радионуклидов для приповерхностного (неглубокого) захоронения

Радионуклиды	Концентрация
^3H	$1,5 \cdot 10^{13}$ Бк/м ³
^{14}C	$3,0 \cdot 10^{11}$ Бк/м ³
^{14}C в активированном металле	$3,0 \cdot 10^{12}$ Бк/м ³
^{59}Ni в активированном металле	$8,1 \cdot 10^{12}$ Бк/м ³
^{90}Sr	$1,5 \cdot 10^{10}$ Бк/м ³
^{129}I	$0,3 \cdot 10^{10}$ Бк/м ³
^{137}Cs	$3,7 \cdot 10^{11}$ Бк/м ³
Трансурановые элементы с $T_{1/2} > 5$ лет	$3,7 \cdot 10^3$ Бк/г
^{241}Pu	$1,3 \cdot 10^4$ Бк/г
^{242}Cm	$7,4 \cdot 10^5$ Бк/г

Примечание: ^{90}Sr и ^{137}Cs могут в некоторых случаях приниматься для захоронения с концентрациями соответственно до $2,6 \cdot 10^{14}$ и $1,7 \cdot 10^{14}$ Бк/м³.

На приповерхностное захоронение могут быть направлены короткоживущие отходы низкого и среднего (I и II групп) уровней активности с низким тепловыделением (до 2 кВт/м³), содержащие в основном короткоживущие бета- и гамма-излучатели (с периодом полураспада не более 30 лет) и незначительное (лимитированное) количество долгоживущих радионуклидов, в особенности альфа-излучатели трансурановых элементов, срок потенциальной опасности которых превышает установленный срок функционирования приповерхностных могильников (300 лет).

Помимо ограничения верхнего предела содержания альфа-излучателей радионуклидов вводится также ограничение на концентрацию некоторых долгоживущих бета и гамма-излучателей в зависимости от их радиотоксичности.

Требования к упаковкам отходов (контейнерам) для захоронения:

- конструкция упаковок должна иметь достаточную прочность, коррозионную и термическую устойчивость;
- прочность упаковки должна выдержать нагрузки, которые могут возникать на различных стадиях захоронения (при погрузо-разгрузочных работах), а также при транспортировке;
- должна быть обеспечена герметичность упаковок, включая диффузионную проницаемость материала контейнера;
- ограничение веса и объема, учитывающего грузоподъемность механизмов и компоновочных решений размещения отходов в хранилище;
- обеспечение радиационной защиты;
- коррозионная устойчивость к воздействию внешней и внутренней сторон контейнера, обеспечивающая сохранность контейнера на время промежуточного хранения и длительный срок после захоронения;
- установка должна быть термостойка к возможным колебаниям температур;
- материал упаковки должен быть пригоден к дезактивации, то есть выдерживать воздействие дезактивирующих рецептур;
- контейнеры должны быть просты в изготовлении, обслуживании и приемлемой стоимости.

Для приповерхностного захоронения РАО используют модули двух типов:

- 1 – слабозаглубленные траншеи;
 - 2 – наземные сооружения курганного типа.
- а) для средне- и низкоактивных отходов;
 - б) для низкоактивных отходов.

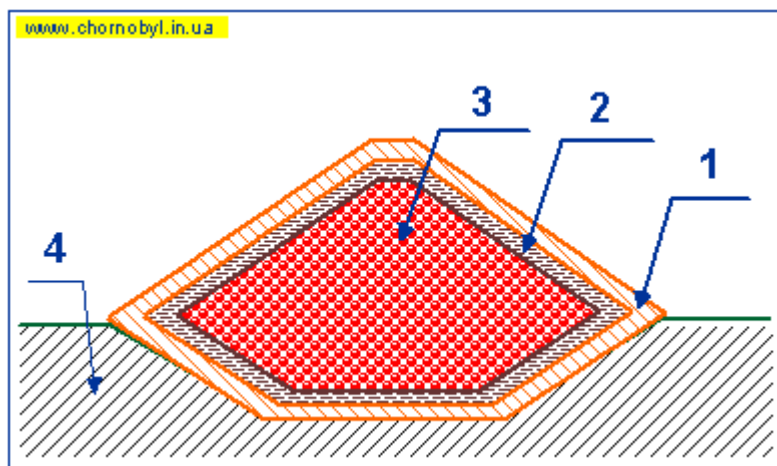


Рис. 26. Модули могильников приповерхностного типа:

а) могильник траншейного типа; б) могильник курганного типа.

1 – Слой глины (экран), толщиной 0,5 метра. Нижняя часть экрана траншеи составляет 1 метр, 2 – Слой песка (или другого грунта), который предохраняет глиняный экран от разрушения во время заполнения траншеи, 3 – Радиоактивные отходы (РАО), 4 – Поверхность площадки ПЗРО

Внутренняя полость могильника, представляет собой крупногабаритные железобетонные отсеки, железобетонный массив с ячейками (для бочек) или другие помещения, располагающиеся на железобетонном основании, сооружаемом на подстилающем экране и предназначенном для выравнивания статических и динамических (аварийных) нагрузок элементов нижнего экрана. Система контейнеров, размещаемых в могильнике, в совокупности должна противостоять различным сдвиговым нагрузкам, для чего предусматривается их послойное скрепление бетоном при установке; прогнозирования поведения системы на длительном отрезке времени, для разработки требований к устойчивости отходов (выщелачивание, деструкции и пр.) и удерживающей способности к продуктам разложения.

Система барьеров подстилающего экрана, должна противодействовать миграции выщелачиваемых из отходов радионуклидов и их выходу в окружающую среду, обеспечивая всего необходимого срока изоляции отходов установленный уровень дозовых нагрузок, принятый для стадии захоронения.

Система барьеров покрывающего экрана. Основной функцией этой системы является предотвращение поступления в зону захоронения инфильтруемых атмосферных осадков и других поверхностных вод, непреднамеренного вторжения человека, а также предохранения ее основных элементов от ветровой и водной эрозии; от проникновения корней растений и животных, обитающих под землей, от негативных климатических воздействий.

Система поддержания покрывающего экрана – предъявляются требования автономности. Система выполнена из железобетонных плит с самостоятельными опорами. Не исключаются и другие технические решения.

Стены сооружения, предназначены для предотвращения боковой инфильтрации воды в зону захоронения и являющиеся обязательным элементом

заглубленной конструкции. В траншейном сооружении стенами служат боковые стороны нижнего защитного экрана.

Система дренирования поступившей в могильник воды, функционировать в период строительства и загрузки могильника. Дренажные воды перед сбросом должны контролироваться на наличие радионуклидов; при обнаружении загрязнений они должны направляться в узел переработки жидких радиоактивных отходов, образующихся на площадке захоронения.

Важным аспектом в гидрогеологическом отношении является наличие, месторождение и движение водных масс, свойства природных материалов, а также протекание процессов, способных разрушить данный участок, создать доступ воды к отходам или каким-то образом способствовать попаданию их в среду обитания человека.

Кроме гидрогеологических факторов при выборе места для хранилищ РАО учитываются экологические показатели, характер землепользования, статус территории и социально-экономические характеристики.

Проблемой для приповерхностных хранилищ радиоактивных отходов является наличие грунтовых вод, поэтому максимальное внимание должно уделяться их гидроизоляции. Уровень групповых вод должен располагаться ниже основания хранилища (под основанием хранилища должно находиться не менее 1,5 м сухого грунта). При выборе места для хранилищ необходимо учитывать, что наиболее благоприятными являются осадочные породы (глина или суглинок), которые создают дополнительную гидроизоляцию. Поэтому хранилище необходимо строить на плотном тяжелом грунте и надежном фундаменте.

Другой путь распространения радионуклидов возможен вместе с радиоактивными газами. Для предотвращения появления этих газов необходимо ограничивать захоронение газовыделяющих, взрывчатых и огнеопасных материалов. В период заполнения хранилища радиоактивными отходами возможно попадание внутрь него атмосферных осадков, поэтому над хранилищем на этот период желательно соорудить переносной шатра с разборным металлическим каркасом.

Одним из нарушений целостности технического барьера, такого как слой глины, может стать его растрескивание вследствие высыхания. Поэтому для предупреждения ветровой эрозии поверхность хранилища покрывают слоем дерна.

На промплощадках АЭС целесообразно вместо одного большого приповерхностного хранилища-могильника сооружать несколько небольших хранилищ, последовательно заполняемых и опечатываемых. Вместимость каждого из них ориентировочно составит 200 м^3 , размеры в плане $5 \times 15 \text{ м}$, высота заполняемой емкости до 3 м. Могильники размещают на расстоянии 25 - 30 м один от другого. Дренажная система могильников объединена.

Разработанные в настоящее время проекты сооружений для долгосрочной изоляции РАО, как правило, предусматривают возможность извлечения РАО по истечении нескольких десятков лет.

Выделено два типа подобных сооружений:

1) Хранилища, для которых определены необходимость последующего извлечения РАО и транспортировка их к окончательному захоронению. Они предназначены для сооружения на территории АЭС. Радиоактивные отходы в зависимости от их радиологических характеристик устанавливаются в бочки, металлические или железобетонные контейнеры. Для облегчения извлечения из упаковок хранилища их устанавливают в металлические клетки. Такой тип хранилищ нельзя рассматривать как захоронение;

2) Хранилища, которые в принципе могут быть преобразованы в могильники. Сооружения такого типа отвечают современным тенденциям окончательного захоронения РАО и, в случае необходимости, позволяют извлечь упаковку из хранилища. Статус такого сооружения может быть определен как «могильник РАО в извлекаемой форме».

6.3.2 Захоронение РАО в стабильных геологических формациях

Захоронение радиоактивных отходов в геологических формациях должна отвечать необходимым требованиям и должна обеспечить радиационную безопасность и исключить проникновение радиоактивных веществ в биосферу. При таком способе захоронения высокоактивных отходов (например, отработанного ядерного топлива) распад радионуклидов происходит на достаточно большой глубине, в результате чего время миграции радионуклидов в биосферу становится настолько долгим, что достигается либо полный распад радионуклидов, либо достаточное по кратности разбавление отходов, а следовательно, исключается возможность нанесения какого-либо ущерба безопасности для человека и окружающей среды.

Для выбора места сооружения подземного могильника следует последовательно оценить приемлемость геологической формации на региональном уровне в целом и на конкретном участке. Условиями пригодности района для сооружения могильника считаются:

- принадлежность его к крупным образованиям горной материковой части земной коры;
- низкая сейсмическая активность (не выше 5 баллов по 12-балльной шкале);
- наличие соответствующей геологической формации достаточной мощности и распространения.

Для захоронения отвержденных и твердых радиоактивных отходов приемлемыми формациями является каменная соль, некоторые типы скальных пород и глины. При захоронении предполагается навсегда закрыть горный отвод для разработок; в его пределах не должно содержаться запасов минерального сырья и продуктивных пластовых вод, добыча которых на участке расположения может представлять интерес в будущем. На участке расположения могильников не должно быть горных выработок подземных сооружений, не имеющих отношений к подземному могильнику.

Все буровые скважины, пройденные в пределах горного отвода, предлагаются картировать, надежно тампонировать и обозначить на местности.

Документация по этим скважинам должна храниться совместно со всей документацией на могильник. Размещать могильники необходимо на участках,

благоприятных для строительства поверхностного комплекса сооружений и подземных путей. Участки не должны располагаться в зонах возможного затопления водой при паводках, наводнениях, стихийных бедствиях, прорывах плотин и т.п.

Выбранная формация должна представлять собой единый блок, свободный от тектонических разломов и зон дробления разных пород. Для сооружения подземного могильника требуется предоставление горного отвода. Отрицательное влияние процессов, происходящих в пределах горного отвода, на окружающую природную среду не допускается.

Изоляционные и сорбционные свойства пород на участке захоронения отходов должны обеспечить надежность захоронения в условиях развития тепловых и деформационных процессов. Чтобы исключить перенос влаги с изменением агрегатного состояния, температура разогрева массива вокруг хранилища не должна превышать температуру кипения воды при пластовом давлении.

Подземная часть могильников должна соответствовать следующим требованиям:

- после заполнения отходами и закладкой в камерах захоронения не должно оставаться свободного пространства. Для закладки должны использоваться материалы, которым свойственна минимальная усадка. Теплопроводность материала закладки и окружающих пород должны быть довольно близки;

- подходные горные выработки и камеры захоронения следует располагать так, чтобы они не оказывали вредного воздействия на биосферу, количество каналов (выработок), соединяющих могильник с поверхностью, должны быть минимальными. После размещения отходов все выработки необходимо тщательно изолировать;

- для увеличения гарантийного срока безопасности подземного захоронения помимо зоны санитарного отчуждения следует предусмотреть предохранительные барьеры из пород, близких по свойствам к породам рабочей толщи. В расположении этих барьеров не должно быть никаких горных выработок кроме наблюдательных скважин, оборудуемых и ликвидируемых в соответствии с проектом;

- для предупреждения развития деформации в горном массиве после заполнения могильника радиоактивными отходами все оставшиеся неиспользованные горные выработки заполняют закладкой, что также будет способствовать изоляции захоронения.

При подготовке к подземному захоронению радиоактивных отходов необходимо учитывать механические и физико-химические свойства захораниваемых вредных элементов, а также формы их отверждения, которые в свою очередь тоже должны способствовать надежности изоляции.

К ним предъявляются следующие требования:

- отходы должны быть физически устойчивыми на протяжении длительного периода времени;

- материалы и конструкции упаковок отходов должны быть механически прочными, обеспечивающими гарантии сохранности отвержденных радиоактивных отходов во время их транспортировки в могильнике.

Захоронение радиоактивных отходов рассчитаны на длительный период изоляции без вредного воздействия на биосферу. Такая изоляция обеспечивается следующими мероприятиями:

- выбором вмещающих пород, образованных в наиболее древние формации, в которых породообразующие процессы уже завершены;
- выбором пород, залегающих большими массивами, имеющих большую прочность, наибольшее количество кристаллически связанной воды, склонных к сорбции радионуклидов и т.д. В этом отношении наиболее приемлемым являются граниты;
- выбором расположения канистр с ОТВС (отработанные тепловыделяющие сборки) в интервале 1-1,5 км до 4-4,5 км;
- выбором технологии строительства в наибольшей степени сохраняющей первоначальную структуру и состояние массива пород;
- ограничением температурного воздействия на границе стенки контейнера и стенки скважины (не более 120...150 °С), что ограничит развитие техногенной трещиноватости вокруг скважины;
- низкой проницаемостью пород и незначительными нарушениями их микроструктуры на стенках скважины, что обеспечивает большое время в случае миграции ограниченного количества выщелачиваемых радионуклидов;
- большим периодом движения радионуклидов, в течение которого происходит либо их полный распад, либо сорбция;
- большой высотой изолирующей пробки (1 - 1,5 км), которую при восходящих потоках растворы с радионуклидами не смогут преодолеть;
- выбором условий, гарантирующих ядерную безопасность при долговременном хранении ОТВС.

При выборе территории для бурения глубоких скважин необходимо учитывать их геологическую стабильность и исключить из рассмотрения участки, ослабленные тектоническими зонами. На основании исследования и анализа имеемых геологических данных существующих зон захоронения предложены усредненные характеристики зон захоронения – табл.6.2.

Таблица 6.2 - Усредненные характеристики разных зон захоронения

Характеристики	Зона до 1500 м	Зона 1500÷4500 м
Удельная трещиноватость трещин, м	20÷50	5÷12
Мощность минерального выполнения трещин, см/м	1,2÷2,0	1,3÷3,0
Жильное выполнение присутствует в % длин трещин, %	60÷80	30÷90
Минерализация воды, г/дм ³	0,05÷0,5	До 150
Коэффициент фильтрации, м ² /сут	1,0÷0,001	3·10 ⁻⁴ ÷6·10 ⁻⁵
Водопроводность пород, м ² /сут	0,2÷0,6	-
Геотермический градиент увеличения на 100 м глубины	До 1 °С/100	1,2÷2,0 °С/100
Общая пористость, %	0,75÷0,99	1,20÷1,27

Комплексные исследования глубоких скважин позволяют условно выделить в кристаллических породах фундамента платформ три основные зоны по глубине разреза. На глубине до 1,5 км от поверхности зона характеризуется интенсивным проявлением трещиноватости, которая имеет тенденцию увеличиваться в зависимости от экзогенных процессов. В зоне глубиной 1,5 - 4,5 км представлены породы с наиболее благоприятными характеристиками для захоронения ОЯТ, так как сокращается трещиноватость, снижается водопроницаемость, резко увеличивается минерализация воды, повышается плотность пород.

При захоронении ОЯТ в глубоких скважинах ориентируются в настоящее время на канистры (контейнеры), разработанные ВНИИАЭС. Они представляют собой контейнеры из стальных труб с заполнением свободного пространства свинцом. Характеристики некоторых типов канистр (контейнеров) приведены в табл. 6.3.

Таблица 6.3 - Характеристики канистр для захоронения ОЯТ

Кол-во ОТВС в канистре, шт	Диаметр, см	Объем, м ³	Масса кон- тейнера, т	Масса то- плива, т	Масса свинца, т	Масса запол- ненного кон- тейнера, т
1	2	3	4	5	6	7
7	275	177	0,4	0,46	1,14	2,18
10	418	443	0,65	1,23	2,59	4,79
31	600	944	0,97	2,04	6,79	10,56

Контейнеры могут быть одно- и двухслойными и изготавливаться из различных материалов – нержавеющей стали, меди, титановых сплавов и т.п.

Окончательное решение на сооружение скважинного могильника станет возможным только после комплексной проверки, проведения геолого-геофизических работ и результатов хранения на опытно-демонстрационной скважине (глубиной 4 км и диаметром до 800 м).

В процессе обоснования пригодности участка для сооружения могильника, проведения буровых работ, опытной загрузки ОЯТ в скважину, должна быть сделана оценка безопасности предлагаемого способа и уточнения параметров технологии захоронения.

Принципиальная схема типовой скважины-могильника глубокого заложения, как результат анализа конструкций, разработанных зарубежными специалистами, представлена на рис. 27.

Основные принципы, положенные в основу схемы следующие:

- эксплуатационный диаметр скважины определяется габаритами контейнеров с отходами;
- интервал размещения отходов (рабочая зона 1,5 - 4 км);
- состав герметизирующего комплекса – инертные смеси на основе бетона в рабочей зоне и в большей части зоны герметизации (суммарный интервал 500 - 4000 м), фильтр в интервале 250 - 500 м и бетоны в интервале 0 - 250 м.

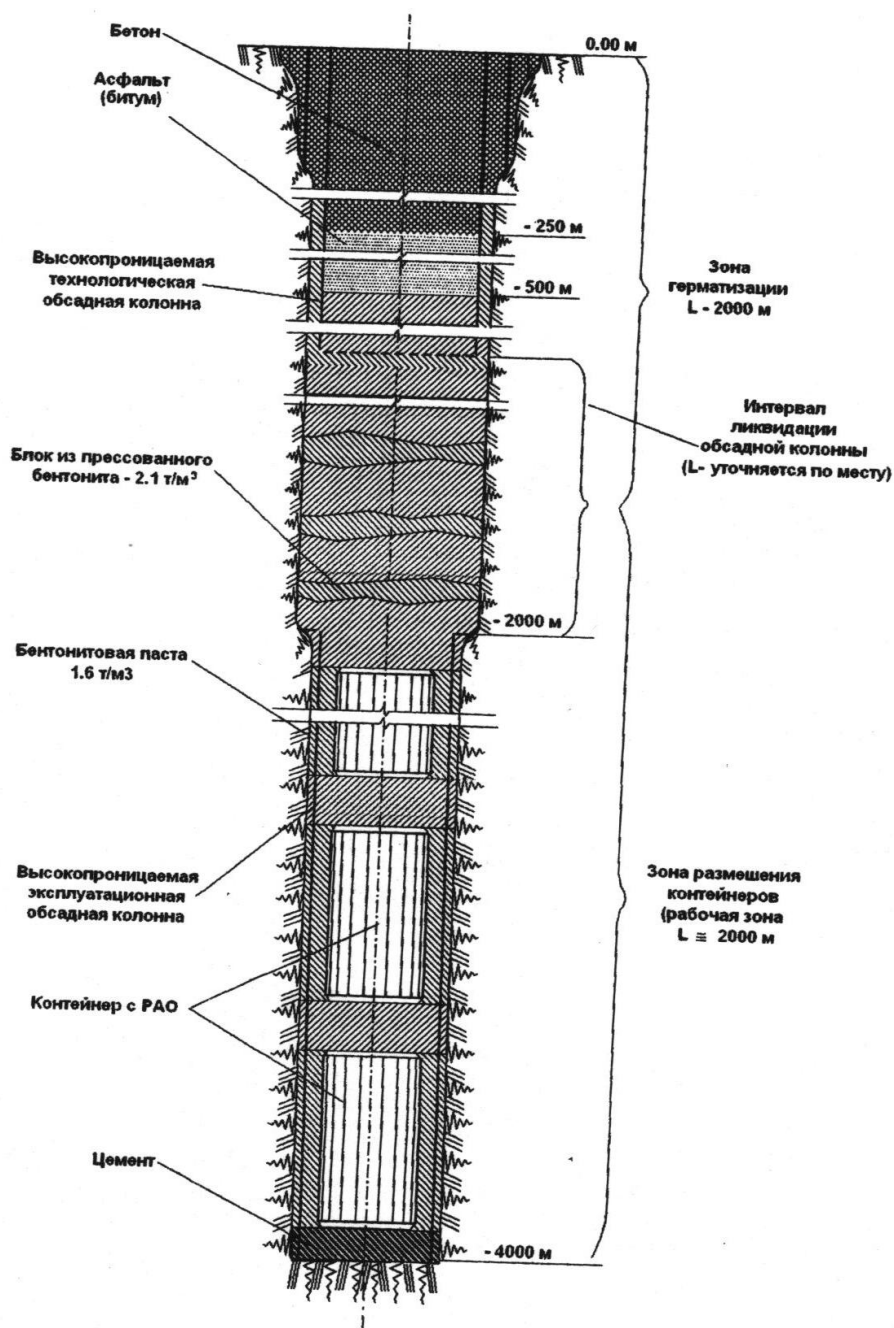


Рис. 27. Принципиальная схема скважины-могильника заложения

При хранении ОЯТ и отвержденных высокоактивных РАО в глубоких скважинах возможно их воздействие на вмещающий горный массив, которые могут привести к истощению прочности и защитных свойств пород.

Геосфера с достаточной сорбционной способностью может обеспечить изоляцию отходов от биосферы, увеличив время переноса до очень больших периодов времени.

По комплексу геологических, социально-экономических, транспортных и других факторов выделяют наиболее перспективные участки для исследования в части глубинного захоронения. В России наиболее перспективными породами являются гранит и гнейс, в пределах Нижне-Канского скального массива, в котором можно выделить два района.

Первый – район Сибирского химического комбината (СХК, город Северск Томской области), где обнаружены коллекторские горизонты, залегающие на глубинах несколько сот метров и изолированные от поверхности слоями глинистых пород, а затем и для участков Горно-химического комбината (ГХК) и Научно-исследовательского института атомных реакторов (НИИАР).

Второй – Красноярская область, г. Железногорск, или Красноярск-29. Появившийся на несколько лет позже, ГХК был построен с учетом негативных ситуаций на «Маяке» и СХК и с точки зрения безопасности имеет явное преимущество перед ними, т.к. размещен под землей в массиве горы на глубине до 200...300 метров. Проектировался комбинат таким образом, чтобы выдерживать даже ядерный удары. Однако все это не отменяет его негативного воздействия на окружающую природную среду.

Выбор в пользу одного из вариантов должен осуществляться после проведения соответствующих подготовительных исследований, в том числе социально-демографических и анализа «затраты-польза» каждого варианта.

По геологическим признакам могут быть выделены и другие перспективные районы, однако эти характеризуются еще и другими негеологическими преимуществами.

Все остальные формации (соли, глины, туфы) и регионы уступают вышеотмеченным в силу их удаленности от основных скоплений РАО, необходимости решения социальных проблем населения, проживающего на территории возможного размещения хранилищ и производства полного цикла работ по обоснованию и созданию хранилища РАО геологического типа.

Тем не менее, в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ и требованиями национального законодательства и их альтернативное рассмотрение должно быть выполнено.

6.3.3 Захоронение на дне океана

Захоронение отходов в осадочные наслоения и скальные пласты под дном океана осуществимо в двух вариантах. Подводным – бурение полостей для размещения контейнеров на определенных расстояниях, необходимых для рассеяния тепла с последующим запечатыванием поверхности породы над скважиной или организацией свободного падения контейнера обтекаемой формы от поверхности воды, когда развиваемая скорость обеспечивает проникновение на глубину до 50 м.

Наиболее часто обсуждаемой возможностью для захоронения такого типа является использование захоронений в глубинном Атлантическом бассейне, где средняя глубина составляет порядка 5000 м.

Скалистое дно океана, как правило, покрыто слоем отложений, и неглубокое погребение под десятками метров отложений может быть получено простым сбрасыванием контейнера за борт. Глубокое погребение под сотнями метров отложений потребует бурения и закладки отходов.

Отложения насыщены морской водой, которая через десятки или сотни лет может разъесть (в результате коррозии) канистры с топливными элементами, и

тогда начнет выщелачивать радиоактивные элементы из использованного топлива.

Однако предполагается, что сами отложения сорбируют выщелаченные продукты деления, препятствуя их проникновению в океан.

Более дешевым способом могло бы стать захоронение на дне океана, которое может быть реализовано простым погружением герметичных контейнеров с отвержденными отходами, стойкими к выщелачиванию. Расчеты последствий случая разрушения оболочки контейнера сразу после попадания в слой отложений показали, что диспергирование топливного элемента, содержащего продукты деления, под слоем отложений случится не ранее, чем через 100 - 200 лет.

К этому времени уровень радиоактивности должен снизиться на несколько порядков.

Однако океан является неотъемлемой частью биосферы Земли и его чистота должна охраняться не менее тщательно, чем другие объекты окружающей среды. В то же время современный уровень знаний о процессах, происходящих в глубинах океана, столь низок, что заставляет прибегать к весьма упрощенным моделям в прогнозировании возможного поведения отвержденных отходов при длительном нахождении их в контакте с океаническими водами на большой глубине. Поэтому метод захоронения на дне океана и под его дном требует крайне осторожного подхода. На этот метод в 80-е гг. XX века по международной конвекции введен мораторий, в результате которого были остановлены все работы по пробным захоронениям, проводимые Японией, США и некоторыми другими странами, в глубокие впадины Тихого и Атлантического океана.

6.3.4 Окончательное захоронение в соляных отложениях

Соляные отложения являются привлекательными местами для долговременных захоронений радиоактивных отходов. Тот факт, что соль находится в твердой форме в геологическом слое, свидетельствует об отсутствии циркуляции грунтовых вод с момента его образования несколько сот миллионов лет тому назад.

Таким образом, топливо, помещенное в таком отложении, не будет подвергаться выщелачиванию грунтовыми водами. Соляные отложения такого типа встречаются очень часто, особенно в США.

Обычно в топливе из PWR может выделяться до 500 Вт тепла за счет распада спустя 10 лет после извлечения. Это энерговыделение спадает с периодом полураспада, равным примерно 30 годам, и определяется оно в основном распадом стронция и цезия. Таким образом, через 30 лет энерговыделение будет уменьшено до 250 Вт, а после 60 лет упадет до 120 Вт. При таком уровне теплопроводность к окружающему соляному пласту окажется достаточной для отвода тепла с условием поддержания наружной поверхности контейнера при температуре не выше 100...150 °C.

6.3.5 Захоронение отходов в Антарктиде

Захоронение отходов в ледниковой области, в частности в Антарктиде, изучалось специалистами ряда стран. Однако такое захоронение вряд ли осуществимо в настоящее время из-за нестабильности ледниковой структуры в

геологические периоды времени, ограниченного понимания геодезии льдов и отсутствия методов долгосрочного определения климата на земле.

6.3.6 Зарубежные исследования и проекты захоронения РАО

В настоящее время в США и Великобритании проводятся исследования океанических процессов по таким основным направлениям: улавливающая роль осадочных пород, дисперсионные процессы в толщах океанических вод и биологические процессы, определяющие возврат активности человеку.

В современных условиях наиболее перспективным способом захоронения радиоактивных отходов является размещение их под землей в глубинных устойчивых геологических формациях, которые существуют достаточно стабильно на протяжении миллионов лет. Многие страны имеют расширенные национальные программы по изучению свойств различных типов пород, их способности удерживать отходы на протяжении сотен тысяч лет, по отысканию оптимальных способов.

В странах ЕС разработан и выполняется план обращения с радиоактивными отходами, согласно которому осуществляются работы по нескольким объединенным проектам и программам. Например, проект «Tagir» посвящен оценке методов обращения и удаления радиоактивных отходов; проект «Mirage» предусматривает изучение миграции радионуклидов в геосфере.

В третью программу ЕС включены проекты строительства подземных хранилищ-лабораторий и перечень задач для этих лабораторий.

В результате предварительной оценки и детального изучения разных типов пород наиболее пригодными для захоронения признаны:

- соляные формации (Германия, Испания, Канада, Россия, США, Швейцария);
- ангидриды и безводные гипсы (Испания, Швейцария);
- осадочные породы-сланцы, глины (Бельгия, Великобритания, Испания, Италия, США, Франция);
- кристаллические горные породы типа гранитов (Австрия, Великобритания, Дания, Испания, Россия, США, Франция, Чехия);
- вулканические породы (Индия, Канада).

Проводимые работы предусматривают комплексное определение характеристик района захоронения в отношении геологии, гидрогеологии, водосодержания и изоляции от подземных циркуляционных вод, определение пластичности, теплопроводности, сорбционной способности и емкости к радионуклидам вмещающей породы, пределов сохранения или изменения физико-химических свойств под действием тепловых нагрузок и т.д.

Полученные результаты служат теоретическим основанием для систематизации подходящих формаций, для выработки принципов и критериев отбора площадок при организации опытно-промышленного захоронения отходов.

К важным критериям при выборе площадок захоронения относится, помимо геологических, гидрогеологических и физико-химических свойств, также сейсмичность района, возможные трассы утечек активности к поверхности, климатические изменения, характер взаимодействия окружающей породы с ма-

териалом контейнера и отходам, возможность разработок минеральных месторождений в отдельном будущем.

Безопасность хранилища обеспечивается допустимой тепловой и радиационной нагрузкой на породу.

Проектирование и строительство хранилищ на выбранной площадке требует получения дополнительной информации об оптимальной глубине хранилища, порядке, частоте и геометрии размещения контейнеров с отходами, расстояниях между ними и колодцами, поведении заполненных контейнеров с отходами и запечатанных скважин.

Многообразие необходимых сведений и знаний предопределило широкий спектр проводимых научно-исследовательских работ и разнообразие применяемых методов захоронения. Отходы низкой и средней активности на небольших глубинах захоранивались в течение многих лет в Великобритании, Канаде, США, Франции. Под контролем МАГАТЭ осуществлялось захоронение партий с НАО и САО в атлантическом океане. В Германии используют бывшую соляную шахту Ассе в качестве экспериментального хранилища, куда сначала захоранивали твердые кондиционированные НАО, а в последние годы - упакованные в бетонные и стальные емкости САО. Обследуется несколько соляных шахт для определения места хранилища ВАО в районе Горлебена.

В США (Ок-Ридж) применяют метод гидравлического разрыва породы для захоронения смешанных с цементом и другими примесями жидких отходов средней активности в пласт глинистого сланца.

Кроме того, рассматривается возможность использования метода инъекции жидкостей в изолированное пористое отложение пород или искусственную трещиноватость в непроницаемых формациях. Проводятся исследования и изучаются соляные формации, в которых будут сооружены государственные хранилища твердых отходов или отработавших твэлов. Несолевые формации исследуют на площадках в штатах Невада, Вашингтон, Нью-Мексико и др. Для повышения надежности захоронения рассматриваются концепции многобарьерной изоляции при захоронении. При этом предусматривается получение радионуклидов в твердой стойкой форме, распределение их в прочной матрице (стеклообразной или керамической), заключение ее в контейнер из нержавеющей стали, размещение в скважине, облицованной защитным материалом, окружение скважины специальными глинами типа бетонитов с высокой сорбционной емкостью и, наконец, барьер из основной геологической формации, в которой устроено хранилище. Эти технологии обеспечивают высокую степень безопасности для человека и окружающей среды.

В табл. 6.4 приведены основные характеристики хранилищ зарубежных стран.

Таблица 6.4 - Хранилища по захоронению отходов в геологические формации

Страна	Место нахождения	Установка, объект	Порода	Начало захоронения	Срок хранения
Бельгия	Моль	Подземная исследовательская лаборатория (совместно с Францией)	Глины	1984	
Англия	Харуэлл	Могильник САО	Граниты, глины	1995	50 лет
		Приповерхностное хранилище ВАО		1992	
Канада		Подземная исследовательская лаборатория	Граниты или соль	1990	После 2010
		Могильник для кондиционированного ОЯТ или ВАО			
Франция		Подземная исследовательская лаборатория	Граниты	1991	
		Могильник САО и НАО	Граниты	1990	30-50 лет
		Приповерхностное хранилище ВАО			
Германия	Шахта Ассе	Хранилище НАО	Соляные формации	1967	
		Хранилище САО		1974	
		Экспериментальн. хранение 10^5 шаровых ТВЭЛ высокотемперат. реактора		1977	
		Экспериментальное хранение ВАО			
	Рудник Конрад	Хранилище НАО, ТРО ЯЭУ		1987	
	Горлебен	Хранилище-могильник	Соляные купол.	1995	
США	Ханфорд	Хранилище отходов ЯЦ в Ханфорде	Базальт	1980	
	Карлсбад Нью-Мексико	WTRP Опытное хранилище α -отходов военного происхождения. Подземная лаборатория	Соляные формации	1989	
	Невада	Экспериментальный могильник ОЯТ	Туф	1998	
	Невада, Техас	Могильник ВАО или ОЯТ	Гранит		
Россия		Приповерхностное хранение ВАО	Соляные формации		
Швеция		Подземное хранилище для ОЯТ	Скальные породы	С 1985	40 лет
		Могильник кондиционированных и капсулированных сборок и ТВЭЛОВ	Скальные породы	2030	

6.4. Основные концепции хранилищ радиоактивных отходов

Основной целью обращения с РАО, включая окончательное захоронение в приповерхностные или глубокие геологические подземные хранилища, является долговременная защита человека и окружающей среды от вредного влияния радионуклидов, содержащихся в отходах.

Хранение РАО играет важную роль в обращении с отходами и подразумевает размещение их в пригодном месте с возможностью их последующего извлечения. Захоронение предназначено для размещения радиоактивных отходов в постоянном хранилище без намерения извлечения их в будущем.

Хранилище не переработанных и/или связанных (иммобилизированных) и упакованных отходов может быть создано с разными целями и на различные периоды времени многими способами. На тип хранилища, в основном, влияют характеристики отходов, которые должны в нем храниться. Существует тесная связь между переработкой и упаковкой отходов. Например, между свойствами формы и упаковки РАО с одной стороны и методами хранения, транспортировки и захоронения с другой.

Существует два различных этапа хранения при обращении с РАО (они подробно рассматривались в начале раздела) – буферное хранение не переработанных отходов и промежуточное хранение кондиционированных отходов.

Цели этих фаз хранения можно сформулировать следующим образом (рис. 28):

- эксплуатационное хранение (например, хранение отходов в ожидании кондиционирования и транспортировки);
- безопасная выдержка в течение периода радиоактивного распада перед последующими этапами обращения с отходами;
- промежуточное хранение кондиционированных отходов (например, безопасное содержание отходов до создания окончательных хранилищ или начала кампании по захоронению).

Все перечисленные задачи направлены на обеспечение общей безопасности путем минимизации облучения персонала и населения, включая долговременные воздействия, в соответствии с руководствами МКРЗ и МАГАТЭ.

При стратегии обращения с РАО, предполагающей поверхностное захоронение низко- и среднеактивных РАО с короткоживущими радионуклидами, а также захоронение высокоактивных и других видов отходов, содержащих значительные количества долгоживущих радионуклидов, в геологические хранилища, должна быть проведена четкая дифференциация между этими группами и определены специальные критерии приемлемости. При стратегии, рассматривающей только захоронение в геологических подземных хранилищах, нет необходимости в такой строгой дифференциации.

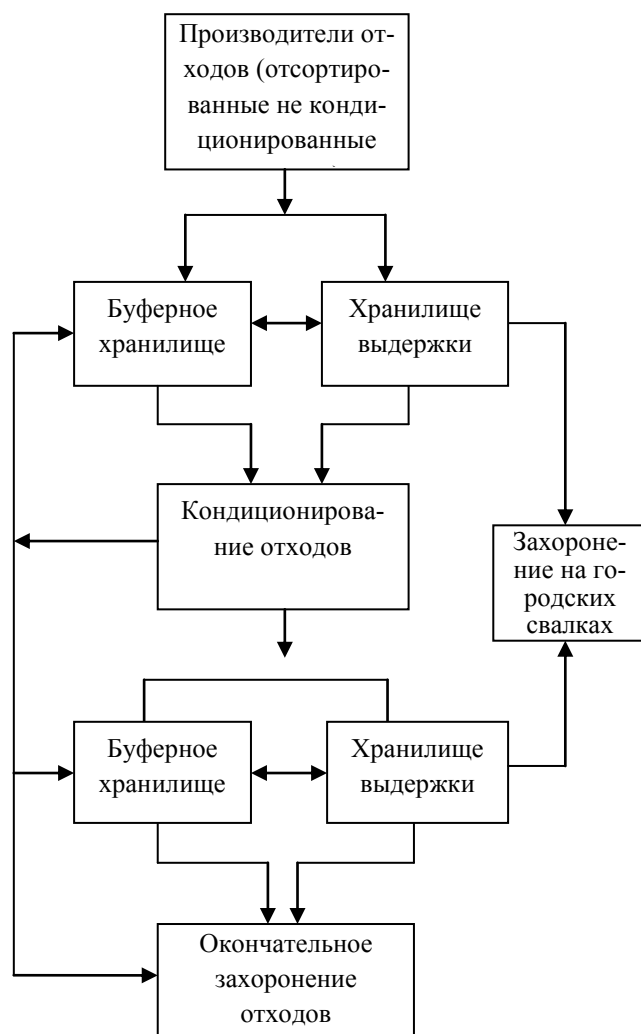


Рис. 28. Основные этапы обращения с РАО

Может быть использован подход к категоризации отходов, основанный на особенностях площадки.

Теплогенерирующие отходы, главным образом ВАО и ОЯТ, кондиционированные для прямого захоронения, обычно размещаются в геологических хранилищах соляной формации.

Установлено, что критерии приемлемости для конкретного хранилища представляют собой существенные качественные условия, которые должны соблюдаться для упаковок и формы отходов. Они должны быть соблюдены при кондиционировании отходов и принимать во внимание при промежуточном хранении на соответствующих установках и с использованием соответствующих методов хранения. Если эти требования будут полностью соблюдены, то отпадет необходимость в дополнительной обработке отходов, такой как, например, переупаковка извлекаемых на хранилища отходов.

Буферное хранение не переработанных отходов в общем случае рассматривается как часть деятельности производителя отходов по их сбору и сортировке. Возможность хранения на площадке позволит выполнять безопасное раздельное хранение отходов различных категорий, в ожидании передачи и пере-

возки на установку, переработки отходов, расположенную на площадке или на центральное перерабатывающее предприятие.

В некоторых случаях в буферных хранилищах накапливается значительное количество не переработанных отходов до начала кампании по кондиционированию в мобильных установках по переработке вне площадки. Для сбора не переработанных отходов предусмотрены соответствующие емкости для сбора жидких отходов в зависимости от химического состава, вида и происхождения (дезактивационные воды, шламы, трапные воды, пульпа выпарных аппаратов и ионообменных фильтров и др.). Исходя их суммарной радиоактивности и радионуклидного состава, должна быть обеспечена достаточно эффективная биологическая защита.

Биологическая защита обеспечивается при хранении в местах с соответствующей защитой или размещения отходов в защитных контейнерах многоразового использования.

Упаковка в защитные транспортные контейнеры необходима, если перевозка отходов на перерабатывающую установку производится по обычным дорогам в соответствии с национальными и международными требованиями.

На централизованном предприятии по переработке радиоактивных отходов также должно быть буферное хранилище для поступающих на переработку различных категорий радиоактивных отходов перед их переработкой.

Разработка и определение размеров всех буферных хранилищ должны основываться на анализе и оценке образования отходов, принимая во внимание радионуклидный состав и физико-химические свойства, а также скорость поступления отходов.

Особую опасность, которую необходимо принимать во внимание, представляют летучие, огнеопасные, биологически нестабильные или токсичные отходы.

Хранилище выдержки в общем случае может использоваться для обычных разделенных низкоактивных радиоактивных отходов, образованных при использовании радионуклидов в медицине, учебных заведениях, НИИ и других организациях.

К этой группе радиоактивных отходов относят отходы, содержащие радионуклиды ^{32}P ($T_{1/2}=14,3$ сут); ^{99}Mo ($T_{1/2}=66$ час); ^{125}I ($T_{1/2}=60,14$ сут); ^{131}I ($T_{1/2}=8,04$ сут) и ^{192}Ir ($T_{1/2}=74,02$ сут).

При радиоактивности от 3,7 до 37 МБк/м³ выдержка в течение десяти периодов полураспада ($T_{1/2}$) может уменьшить остаточную радиоактивность до и ниже уровня, позволяющего захоронения вместе с обычными нерадиоактивными отходами.

Выдержку необработанных радиоактивных отходов до уровня активности, позволяющего захоронения на местных свалках, лучше всего совмещать с буферным хранением. Однако в этом случае должны быть установлены соответствующие требования по разделению отходов в конце выдержки.

Образующиеся концентраты жидких высокоактивных отходов, содержащие продукты деления, хранят в течение периода времени, необходимого для

уменьшения активности и тепловыделения перед проведением последующей переработки (например, остекловывания). Полученные остеклованные блоки хранятся в течение нескольких десятилетий с целью уменьшения тепловыделения и радиоактивности до значений, приемлемых с точки зрения безопасности для захоронения в геологические формации выбранного подземного хранилища.

Период двух первых десятилетий необходимо рассматривать как специальное буферное хранение, последующее – как промежуточное.

Все установки хранения (реакторные и восстановительные бассейны выдержки ОЯТ, емкости для хранения высокоактивных концентратов и установки хранения остеклованных блоков, характеризующиеся мощными системами отвода тепла и радиационной защитой) являются довольно сложными технологическими установками.

Основной причиной промежуточного хранения упаковок с кондиционированными радиоактивными отходами является отсутствие достаточных площадей для их захоронения. Кроме того, промежуточное хранилище может быть также использовано как буферная емкость перед захоронением.

Промежуточное хранилище может быть расположено:

- при установке по кондиционированию отходов;
- как централизованное промежуточное хранилище вне производителя отходов и/или предприятия по концентрированию отходов, или при окончательном хранилище.

Выбор расположения установки хранения в общем основывается на результатах детального анализа безопасности, эксплуатационных и финансовых соображений. Формы упаковки отходов во многих случаях определяются критериями приемлемости, установленными для окончательного захоронения.

Условия промежуточного хранения должны соответствовать этим характеристикам для того, чтобы гарантировать качество упаковок с отходами до их перемещения в окончательное хранилище.

Проектные особенности промежуточного хранилища и технологии промежуточного хранения определяются характеристиками установок отходов, например, свойствами форм отходов, содержащимися радионуклидами и их активностью, тепловыделением, качеством упаковки, ее защитными свойствами и т.д.

Большинство хранилищ представляют собой инженерные сооружения, в некоторых случаях также используется хранение на специально выделенной площадке.

Хранение на площадке характеризуется хранением установок на подготовленной площадке на открытом воздухе или, возможно, в простых открытых, либо перекрытых для защиты от неблагоприятных погодных условий сооружениях, ангарах. Этот тип промежуточного хранения возможен для установок с высокой защитой, мощность дозы на поверхности которых позволяет прямой доступ и обращение.

Примерами являются:

- площадка хранения цементных кубических или цилиндрических контейнеров с кондиционированными отходами перед захоронением;

- площадка хранения приспособленных крупногабаритных коммерческих транспортных контейнеров, заполненных бочками с кондиционированными радиоактивными отходами;

- проектируемые площадки хранения отработанных топливных элементов в многоцелевых контейнерах для транспортировки их хранения.

Основными требованиями для промежуточного хранения является способность ограничивать радиационное облучение человека и обеспечение в комплексе с установками или контейнерами физического удержания отходов. В конце промежуточного хранения должна быть возможность идентификации, извлечения и транспортировки установок с отходами к месту захоронения (желательно без необходимости переупаковки).

Необходимо отметить важные проектные особенности установок промежуточного хранения радиоактивных отходов:

- конструкция установки хранения должна обеспечивать необходимую биологическую защиту в любой доступной точке, чтобы уменьшить радиационное облучение персонала на площадке;

- максимальная возможная нагрузка на дно должна быть рассчитана, исходя из высоты упаковок с отходами;

- промежуточное хранилище должно быть спроектировано так, чтобы предупредить коррозию и разрушение упаковок с отходами, связанную с высокой влажностью, морозами или другими неблагоприятными климатическими факторами;

- установки с радиоактивными отходами должны обеспечивать сброс радиолитических газов, образующихся во время промежуточного хранения, поэтому вентиляционная система должна обеспечивать уменьшение огнеопасных газов и не допускать скопления взрывоопасных смесей;

- легковоспламеняющиеся отходы должны храниться в сооружениях, снабженных противопожарной системы;

- в случае хранения тепловыделяющих отходов должна быть обеспечена эффективная система теплоотвода;

- все транспортное оборудование для промежуточного хранилища (краны, конвейеры и т.п.) должны быть спроектированы с учетом возможных механических и электрических аварий, а также необходимостью последующего извлечения для восстановления оборудования или перемещения установок с отходами;

- днище хранилищ должно позволять отвод любых случайно попавших вод и взятие проб для обнаружения возможного загрязнения;

- должны вестись записи о расположении и содержании каждой упаковки с отходами;

- проект хранилища должен предусматривать возможность простого расширения хранилища посредством модульных конструкций.

Важнейшим этапом, обеспечивающим защиту человека и окружающей среды, предшествующего временному хранению и окончательному захоронению, является контейнеризация и транспортировка РАО к местам временного хранения, переработки и окончательного захоронения.

6.5. Контейнеризация и транспортирование РАО

6.5.1 Общие требования к контейнеризации и транспортировке ТРО

Технология кондиционирования РАО, предшествующего их контейнеризации, предполагает отсутствие в них топливных компонентов, ядерных и делящихся материалов.

Контейнеризации подлежат отходы, прошедшие первичную переработку (сжигание, прессование, отверждение), фрагментированные (металлические трубопроводы, оборудование, строительные конструкции) и не перерабатываемые (не переработанный графит и т.п.) отходы.

Упаковочные комплекты для этих видов ТРО с учетом ориентации технологии обращения с ними на вывоз для захоронения в региональный могильник должны соответствовать всем требованиям радиационной безопасности (в том числе и при операциях сбора, контейнеризации, хранения, транспортировки и захоронения).

Обеспечение безопасности всех операций при контейнеризации и транспортировке складываются из следующих организационно-технических мероприятий:

- ограничение уровня излучения, исходящих из упаковки и транспортных средств;
- ограничение уровня излучения на транспортных средствах и числа упаковок в них;
- ограничение активности радиоактивных отходов в данной упаковке;
- особые требования к упаковочным комплектам;
- ограничение радиоактивного загрязнения поверхности упаковки;
- требование маркировки упаковок и транспортных средств.

Степень радиационной опасности при контейнеризации и транспортировке РАО зависит от значения активности РАО, вида и значения энергии излучения, степени токсичности РАО, периода полураспада нуклидов, содержащихся в РАО, вида РАО и состояния упаковок. При этом должны быть учтены все виды лучевого воздействия РАО на персонал, население и окружающую среду, предусмотрены защитные мероприятия, снижающие суммарную дозу внешнего и внутреннего облучения от всех источников до уровней, не превышающих предельно допустимой дозы (ПДД) или предела дозы (ПД) облучения для лиц различной категории.

Защита персонала, населения и окружающей среды в соответствии с мультибарьерной концепцией основана на проведении мероприятий, создании и использовании ряда искусственных и естественных барьеров, которые препятствуют распространению радионуклидов и выполняют роль радиационной защиты.

Основными барьерами, создаваемыми в процессе сбора, переработки, контейнеризации, хранения и транспортировки РАО, являются инженерные средства, оборудования и сооружения. При удалении из экосферы кондиционированных РАО одним из основных барьеров следует считать наряду с физико-

химическими свойствами отходов и геологической формацией защитный упаковочный комплект (контейнер).

Упаковочный комплект – это устройство, которое предназначено для транспортировки и временного хранения РАО с обеспечением ядерной и радиационной безопасности, т.е. защиты от негативного воздействия излучения персонала, населения и окружающей среды.

Одним из основных исходных положений при разработке решений по контейнеризации РАО является концептуальный постулат о вывозе отходов (после периода временного хранения) за пределы промплощадки АЭС для захоронения в региональном могильнике. Для исключения необходимости технологических операций вторичного кондиционирования РАО по истечении времени периода временного хранения упаковочные комплекты должны разрабатываться с ориентацией на требования, предъявляемые к транспортным упаковочным комплектам.

6.5.2 Контейнеризация РАО

Операция контейнеризации представляет собой связующее звено между первыми этапами обращения с РАО (сбор, сортировка, переработка) и последующими (хранение, транспортировка, захоронение).

Контейнеризация – это заключительный этап кондиционирования РАО: помещение их в универсальную защитную упаковку, позволяющую упростить и унифицировать инженерные решения обращения с РАО на всех этапах после контейнеризации, а также повысить безопасность и надежность обработки, транспортировки, хранения и захоронения РАО за счет исключения операций по их дополнительным перегрузкам и сохранении целостности и защитных свойств упаковки.

Защитные контейнеры являются одним из центральных элементов реализации системы обращения с РАО, во многом определяющим безопасность и технологичность этой системы.

Конструкции контейнеров-упаковок многовариантны. Многовариантность обусловлена тем, что контейнеры должны использоваться как для упаковки кондиционированных эксплуатационных ЖРО и ТРО, так и радиоактивных отходов, образующихся при выводе энергоблоков из эксплуатации.

Все контейнеры-упаковки по уровню излучения делятся на четыре транспортные категории: I, II, III, IV (табл. 6.5).

Уровень при транспортировке радиоактивных веществ нормируется в двух точках:

- на поверхности упаковки;
- на расстоянии 1 м от нее.

Все контейнеры-упаковки в зависимости от характера транспортных РАО делятся на три разновидности: промышленные; упаковки типа А и В.

Таблица 6.5 – Транспортные категории контейнеров-упаковок

Транспортная категория	Цвет этикетки	Предельно-допустимая мощность эквивалентной дозы излучения, мЗв/ч (мбэр/ч)	
		На наружной поверхности упаковки	На расстоянии 1 м от наружной поверхности упаковки
I	Белый	0,005 (0,5)	Не учитывается
II	Желтый	0,5 (50)	0,01 (1,0)
III	Желтый	2,0 (200,0)	0,10 (10)
IV	Желтый	10,0 (1000)	0,50 (50)

Уровень при транспортировке радиоактивных веществ нормируется в двух точках:

- на поверхности упаковки;
- на расстоянии 1 м от нее.

Все контейнеры-упаковки в зависимости от характера транспортных РАО делятся на три разновидности: промышленные; упаковки типа А и В.

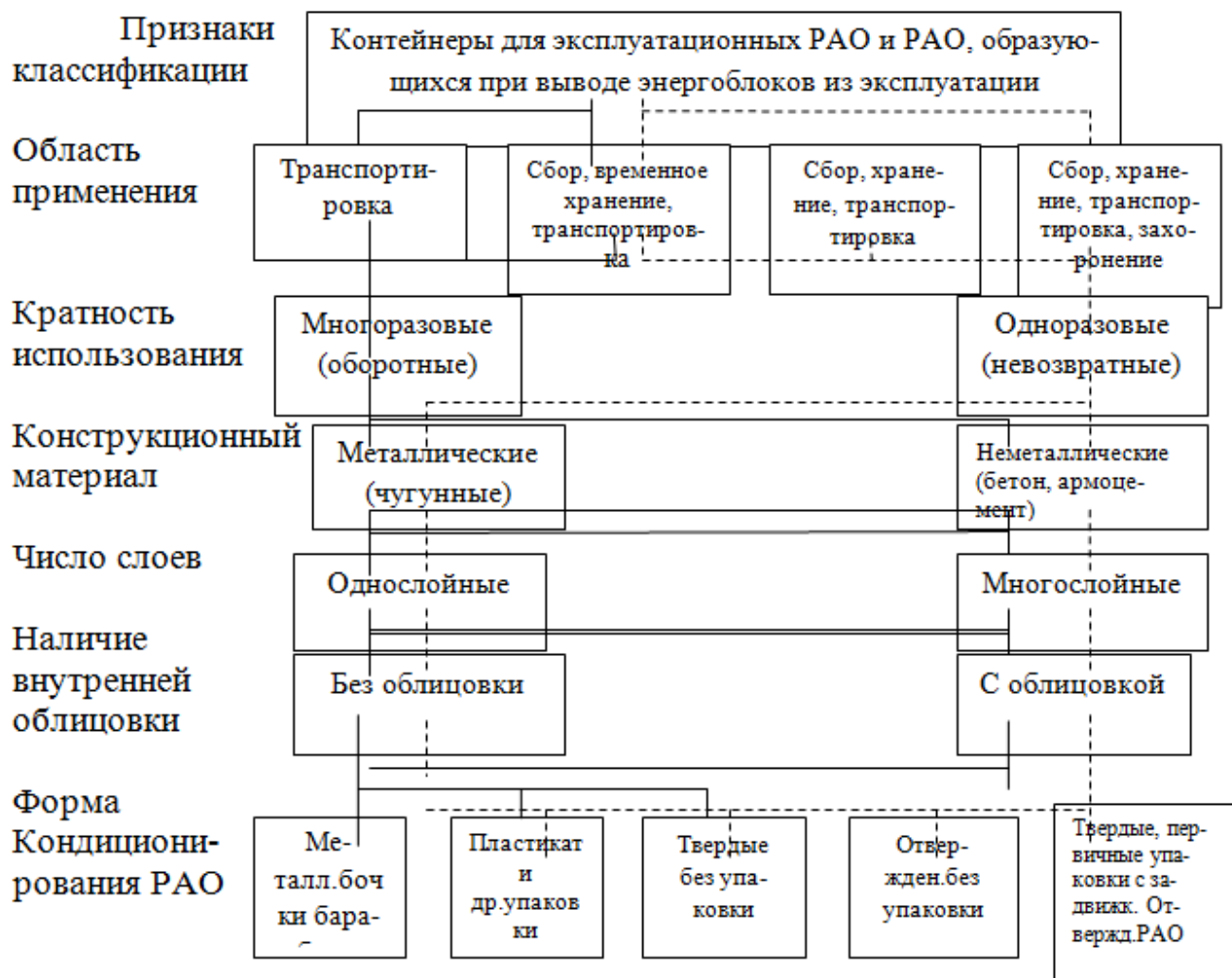


Рис. 29. Модификация контейнеров:

- для контейнеров многоразового использования
- для контейнеров одноразового использования

В промышленных упаковках (Ip – Industrial Package) транспортируют радиоактивные вещества низкой удельной активности или поверхностно-загрязненные объекты. При этом к веществам низкой удельной активности (LSA – Low Specific Activity) относят руды, концентраты, природный или обедненный уран, радиоактивные отходы, единица массы которых имеют удельную активность, ограниченную установленными средними значениями.

К поверхностно-загрязненным объектам (SCO – Surface Contaminated Object) относятся нерадиоактивные объекты, на поверхности которых содержатся радиоактивные загрязнения.

В зависимости от назначения промышленные упаковки делятся на три типа: IP-1, IP-2, IP-3.

В упаковках типа В транспортируют ОЯТ и радиоактивные вещества неограниченной активности, т.е. превосходящие по уровню активности пределы A_1 и A_2 , где

- предел A_1 – максимальная активность радионуклидных веществ, представляющих собой твердый монолит или заключенные в герметичную капсулу;
- предел A_2 – максимальная активность радиоактивных веществ, не относящихся к веществам особого вида и, как правило, заключенных в потребительскую тару.

Характеристика упаковочных комплектов.

Отвержденные эксплуатационные РАО имеют удельную активность на уровне активности отходов группы II, основной вклад в которую вносят радионуклиды продуктов деления и коррозии. Твердые радиоактивные отходы, образующиеся при выводе ядерного блока из эксплуатации (в ходе демонтажа и фрагментации оборудования, оснастки, трубопроводов, строительных конструкций), по радиоактивной загрязненности будут относиться к отходам групп I–II. Их радионуклидный состав будет определяться изотопами осколочного, коррозионного происхождения (наведенной активностью).

6.5.3 Транспортирование радиоактивных отходов

Под перевозкой (транспортировкой) РАО подразумевают деятельность, связанную с перемещением радиоактивных материалов за пределами предприятия, где они образуются, хранятся, используются или захораниваются, в том числе с обслуживанием упаковочных комплектов, подготовкой, транспортированием, транзитным хранением, приемкой упаковок в пункте назначения и т.п.

Транспортирование РАО включает:

- формирование ТУК (транспортный упаковочный контейнер);
- перевозка (спецтранспортом);
- разгрузка ТУК (выполнение операции разгрузки и размещения в могильниках и хранилищах с использованием инженерного оборудования и подъемно-транспортных средств).

Транспортирование РАО осуществляется с соблюдением действующих радиационных, юридических и санитарных норм и правил в контейнерах на специально подготовленных транспортных средствах. Основным руководящим до-

кументом, определяющим правила ядерной и радиационной безопасности при перевозке радиоактивных материалов является ПБПРМ-2006.

Состав и вид транспортного средства определяется характеристикой и формой отходов, транспортного контейнера, возможностями транспортной сети, инженерными решениями этапов подготовки, кондиционирования и временного хранения РАО. Необходимый уровень безопасности при транспортировании РАО обеспечивается составом транспортного упаковочного комплекта (ТУК) и условиями транспортировки, которые должны соблюдаться персоналом.

Транспортирование радиоактивных веществ осуществляется в транспортных упаковочных контейнерах (ТУК). В зависимости от мощности эквивалентной дозы на поверхности или расстоянии 1 м от поверхности выбирается радиационная упаковка.

В целях унификации инженерно-технических решений по транспортировке РАО целесообразно использование единого металлического защитного транспортного контейнера типа А, позволяющего размещать бетонные упаковки нескольких кратных типоразмеров. Единый металлический контейнер целесообразно использовать также для ТУК типа В.

Транспортно-технологическая схема для кондиционированных отходов состоит из нескольких этапов:

- доставка РАО от установок отверждения и прессования в 200 л бочках, а также фрагментированных, измельченных и малогабаритных ТРО на площадку контейнеризации;
- упаковка РАО в бетонные защитные контейнеры;
- доставка упаковок с РАО на временное хранение;
- комплектация (в случае необходимости) ТУК (установка бетонных контейнеров в металлические оборотные транспортные защитные контейнеры типа А или В соответствующего типоразмера);
- дозиметрический контроль и, в случае необходимости, дезактивация ТУК;
- погрузка ТУК на транспортное средство;
- формирование транспортного эшелона, выходной дозиметрический контроль и отправка.

Транспортировка ТРО и других источников ионизирующих излучений осуществляется после разрешения, которое выдается Администрацией ядерного регулирования. Разрешение выдается при условии:

- подтверждения сертификатом безопасности упаковок;
- наличия разрешения органов санитарного надзора на перевозку источников ионизирующих излучений транспортным средством;
- документального подтверждения, что перевозку осуществляют лица, имеющие достаточные знания по радиационной защите;
- наличия плана аварийных мероприятий при перевозках;
- гарантирования того, что перевозка источников ионизирующих излучений осуществляется транспортным средством, которое соответствует правилам перевозки.

Транспортирование твердых радиоактивных отходов и источников ионизирующих излучений осуществляется на спецтранспорте (спецавтомобиль типа ОТ-10 или ОТ-20).

Международные перевозки радиоактивных материалов осуществляются в соответствии с правилами безопасности транспортировки радиоактивных материалов МАГАТЭ и правилами международных организаций, членом которых является Россия.

В настоящее время разработана и внедряется система диспетчеризации перевозок РАО. В этой системе на автомобиль, перевозящий РАО, устанавливается комплекс GPS (для определения местоположения автомобиля по сигналам со спутника) и радиостанции для передачи информации о координатах и обеспечении связи диспетчера с водителем. Диспетчер в любой момент может получить информацию о каждом автомобиле, данные (параметры) перевозимых РАО, начальном и конечном пунктах перевозки, скорости и маршрутах движения автомобиля, обеспечивать связь с водителем для принятия необходимых мер при непредвиденных обстоятельствах.

Подход МАГАТЭ к безопасности при перевозках РАО состоит в обеспечении таких условий, при которых сама упаковка обеспечивает необходимую степень защиты, независимо от типа перевозящего транспортного средства, маршрута и условий транспортирования, включая аварии. Установленные правилами процедуры включают строгий порядок испытаний и сертификации на соответствие со стороны регулирующего органа.

6.5.4 Обращение с радиоактивными металлическими отходами

Обращение с радиоактивными металлическими отходами (РАМО) занимает особое и значимое место в практике обращения с ТРО ядерных энергетических установок.

Основной целью комплекса переработки РАМО является получение металла, который может безопасно использоваться в промышленности сразу после обработки, установленного времени выдержки или с условием использования обработанного металла в контролируемой зоне.

Радиоактивные металлические отходы образуются как в ходе ремонтных работ при штатной эксплуатации, так и при выводе энергоблоков из эксплуатации.

При выводе из эксплуатации одного энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 ожидается от 15 до 42 тыс. тонн РАМО с различной удельной активностью. Около 1,5 % от общей массы РАМО будет иметь до $1,5 \cdot 10^{12}$ Бк/кг и содержать до 99,8 % общего количества радионуклидов.

Основная же масса РАМО будет иметь уровень удельной активности до $1,9 \cdot 10^6$ Бк/кг, то есть ее можно отнести к низко- и среднеактивным отходам.

Радиоактивное загрязнение РАМО будет включать в себя активированные компоненты стали (^{60}Co , ^{54}Mn , ^{51}Cr , ^{65}Zn , ^{55}Fe , ^{59}Fe , ^{63}Ni), а также продукты деления ядерного топлива (^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{140}Ba , ^{144}Ce) в виде отложений на поверхностях стальных элементов первого контура и радиационно-опасных узлов (парогенераторы, циркуляционные насосы ГЦН и т.п.). Радиоактивность

отложений на стальных поверхностях может составить до $4 \cdot 10^9$ Бк/м², удельная активность элементов конструкций реактора не менее $10^2 \div 10^4$ Бк/кг.

Основной вклад в мощность экспозиционной дозы гамма-излучения РАМО вносит ⁶⁰Со, однако в составе радиоактивных загрязнений может быть до 70 % радионуклидов ¹³⁷Cs и ⁹⁰Sr (от общего количества продуктов деления).

При работах, связанных с регенерацией ОЯТ (отработанное ядерное топливо) может накапливаться до 190 т высокоактивных металлических отходов в год, которые будут содержать долгоживущие радионуклиды (Cs, Sr, Ru и Pu). Такие отходы (РАМО) в настоящее время не перерабатываются и их хранение предусмотрено в специальных наземных хранилищах. Длительное хранение неперерабатываемых РАМО в специальных хранилищах экологически неэффективно (составляет на 1 т РАМО более 600 \$ в год). Снизить стоимость расходов на хранение РАМО можно путем дезактивации и плавки.

Плавка РАМО может дать положительный эффект в нескольких направлениях:

- уменьшить в 4 - 6 раз объемы отходов и рационально использовать существующую вместимость хранилищ и могильников;
- перевести часть РАМО из категории высокоактивных в категорию средне- или низкоактивных отходов;
- упростить измерение уровней удельной и интегральной активности РАМО (особенно при значительных размерах и объемах отходов, когда возможен только выборочный контроль);
- возможность практически полного исключения радиоактивного загрязнения окружающей среды благодаря равномерному распределению и надежной фиксации радионуклидов в металлической матрице.

Процесс обращения с радиоактивными металлическими отходами включает в себя:

- предварительный (входной) дозиметрический контроль;
- механическое и термическое фрагментирование демонтированного технологического оборудования;
- сортировка фрагментированного оборудования по маркам металла и группам активности;
- транспортировку фрагментов оборудования к месту проведения дезактивации, удаление масляных и лакокрасочных покрытий с фрагментов, проведение глубокой дезактивации фрагментов;
- проведение промежуточного дозиметрического контроля дезактивированного металла;
- дополнительную разборку узлов, локальную дезактивацию, механическое удаление участков, прилегающих к «грязным» термическим разрезам;
- транспортировку дезактивированного металла во вторую зону обработки, дозиметрический контроль металла во второй зоне;
- дополнительную дезактивацию; фрагментирование вторично-дезактивированного металла; переплавку металла; выходной дозиметрический контроль полученных слитков (рис. 30).

6.6. Система государственного учета и контроля РВ и РАО

6.6.1 Нормативно-правовая база системы государственного учета и контроля РВ и РАО

Система государственного учета и контроля РВ и РАО создана в соответствии с ФЗ «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 г. № 170-ФЗ, в котором определено, что в соответствии с ст. 22. ядерные материалы, РВ, РАО независимо от формы собственности подлежат государственному учету и контролю в системе государственного учета и контроля ядерных материалов и в системе государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.

Порядок организации системы, а также органы, осуществляющие государственный учет и контроль, определяются Правительством Российской Федерации.

Основными правовыми актами, регламентирующими деятельность, связанную с РАО являются:

- ФЗ РФ «Об использовании атомной энергии» от 21.11.95 г. № 170-ФЗ.
- ФЗ РФ «О Государственной корпорации по атомной энергии "Росатом"» от 1.12.2007 г. № 317-ФЗ.
- ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» от 11.07.2011 г. № 190-ФЗ.
- Постановление Правительства РФ от 11.10.97 г. № 1298 «Об утверждении Правил организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов».
- «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-11). Утверждены постановлением Ростехнадзора от 31.01.2012 №67.
- Постановление Правительства РФ от 19.11.2012 г. №1188 «О порядке осуществления государственного учета и контроля РАО, в том числе регистрации РАО и пунктов хранения РАО, органом государственного управления в области обращения с радиоактивными отходами».

6.6.2 Структура системы государственного учета и контроля РВ и РАО

Государственная корпорация по атомной энергии "Росатом", наделенная полномочиями от имени Российской Федерации осуществлять государственное управление использованием атомной энергии в соответствии с главой IV Федерального закона от 21 ноября 1995 года № 170-ФЗ "Об использовании атомной энергии", государственное управление при осуществлении деятельности, связанной с разработкой, изготовлением, утилизацией ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения, а также нормативно-правовое регулирование в области использования атомной энергии.

Государственный учет и контроль РВ и РАО основывается на данных первичного учета за производством, использованием, переработкой, утилизацией, хранением, захоронением и перемещением РВ и РАО, проводимого в организа-

циях, включая перемещение через таможенную границу. Учет РВ и РАО ведется по количеству, объему, активности, радионуклидному составу, пунктам (местам) их нахождения, хранения и захоронения. Порядок ведения первичного учета определяется требованиями федеральных норм и правил учета и контроля РВ и РАО приведен на схеме рис. 31.

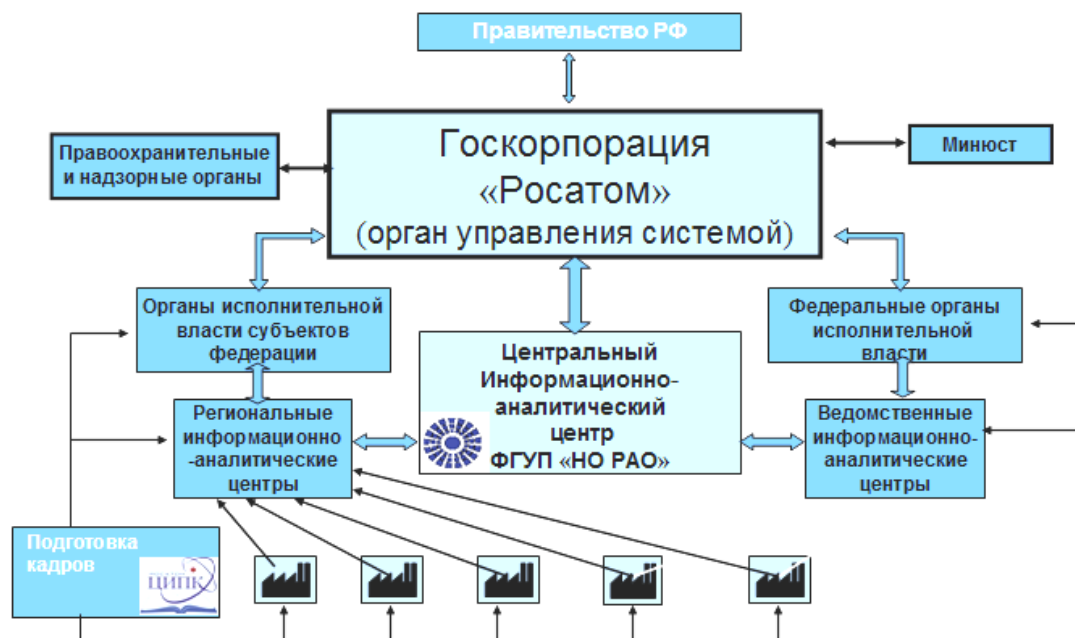


Рис. 31. Структура системы государственного учета и контроля РВ и РАО

Корпорация «Росатом» принимает нормативные правовые акты в установленной сфере деятельности:

- 1) регламентирующие порядок (государственного учета и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов);
- 2) устанавливающие формы отчета в области государственного учета и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов...;

«Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-16), которые распространяются на деятельность по учету и контролю РВ и РАО при производстве, использовании, хранении, транспортировании РВ, ЯМ (кроме ЯМ, учет которых производится исключительно в системе государственного учета и контроля ЯМ), образовании, переработке, кондиционировании, хранении, захоронении РАО, включая хранение и переработку отработавшего ядерного топлива (далее - ОЯТ), а также при выполнении работ и предоставлении услуг организациями.

ЗРИ, в том числе входящие в состав приборов (изделий, установок), если начальная активность радионуклидов в них превышает значения минимально значимой активности, указанные в приложении № 3 к настоящим Правилам

В организации в рамках системы учета и контроля РВ и РАО учитываются:

открытые радионуклидные источники (далее - ОРИ), если активность радионуклидов в них превышает соответствующие значения, указанные в приложении № 3 к настоящим Правилам.

РАО, если удельная активность радионуклидов в них превышает соответствующие значения минимально значимой удельной активности в РАО, указанные в приложении N 3 к настоящим Правилам.

Учетными единицами РВ, РАО при учете и контроле являются:

- для ЗРИ - отдельный источник, упаковка однотипных ЗРИ, имеющая только один паспорт до момента ее разукomплектования;
- для изделия из обедненного урана - отдельное изделие;
- для ОРИ в виде отдельного изделия - отдельный источник;
- для ОРИ, кроме отдельных изделий, - определенное количество радиоактивного препарата в фасовке либо партия РВ однородного радионуклидного состава;
- для РАО, кроме отработавших ЗРИ, - упаковка, партия РАО однородного радионуклидного состава, законсервированное хранилище;
- для РАО в виде отработавшего ЗРИ - отдельный источник или упаковка с иммобилизованными ЗРИ;
- для ОЯТ - выемная часть (активная зона транспортного реактора), облученная тепловыделяющая сборка, облученный тепловыделяющий элемент.

по РВ:

- в течение 10 лет после перевода РВ в другую категорию или передачи их в другую организацию;
- постоянно для РВ, находящихся в организации;

по РАО и ОЯТ:

- в течение 10 лет после передачи РАО или ОЯТ в другую организацию или снятия РАО с учета в связи с их переработкой или распадом радионуклидов;
- постоянно для РАО и ОЯТ, находящихся в организации;

по сбросам и выбросам радионуклидов:

- в течение 10 лет при неперевышении допустимых значений;
- постоянно в случае превышения допустимых значений.

Учет и контроль РВ, РАО в организации должен осуществляться на всех стадиях обращения с РВ, РАО. Должна быть разработана инструкция по учету и контролю РВ и РАО в соответствии с требованиями настоящих Правил, утвержденная руководителем организации или лицом, им уполномоченным.

Основные требования к учету и контролю:

- в организации должна быть разработана программа измерений, включающая в себя перечень методик выполнения измерений (инструкций), средств измерений, стандартных образцов, требования к точности измерений, перечень процедур пробоотбора и формы представления результатов. Программа должна пересматриваться не реже одного раза в пять лет;
- используемые средства измерений должны быть метрологически поверены;
- для обеспечения качества измерений в организации должна быть разработана и внедрена программа контроля качества измерений, содержащая график калибровки или поверки средств измерений, планы пересмотра и переаттестации;

ции методик выполнения измерений и стандартных образцов, планы внутреннего оперативного контроля качества измерений;

- перечень подразделений, осуществляющих обращение с РВ, РАО;
- порядок организации работ по учету и контролю;
- структуру и состав персонала, занятого учетом и контролем;
- порядок постановки на учет и снятия с учета РВ, РАО;
- применяемые методики и средства измерений и контроля наличия РВ, РАО для учета и контроля;
- перечень и формы учетных и отчетных документов;
- порядок административного контроля выполнения требований к учету и контролю;
- порядок расследования нарушений в учете и контроле РВ, РАО;
- порядок подготовки и допуска персонала к работам по учету и контролю РВ, РАО;
- порядок проведения инвентаризаций;
- процедуры оценки технологических потерь РВ, РАО (для производств).

Основой для учета ЗРИ является отнесение их к той или иной категории.

При отнесении ЗРИ к одной из категорий критерием служит А/D-отношение, вычисляется делением паспортной (начальной) активности А материнского радионуклида ЗРИ на значение D-величины для данного радионуклида (приведены в приложении).

Установленные границы категорий опасности ЗРИ (для человека):

- категория 1 – чрезвычайно опасно ($A/D > 1000$);
- категория 2 – очень опасно ($10 A/D < 1000$);
- категория 3 – опасно ($A/D < 10$);
- категория 4 – опасность маловероятна ($0,01 A/D < 1$);
- категория 5 – опасность очень маловероятна ($A/D < 0,01$).

В организации должны проводиться следующие виды инвентаризации РВ, РАО: первичная; плановая; внеочередная.

Первичная инвентаризация должна проводиться в организации один раз при ее регистрации в системе государственного учета и контроля РВ и РАО.

Плановая инвентаризация должна проводиться:

- для РВ - в подразделениях, в которых осуществляется деятельность с РВ, включая ОЯТ, не реже 1 раза в год;
- для РАО - в подразделениях, в которых осуществляется деятельность с РАО, - не реже 1 раза в 5 лет.

Приказ государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» от 06.12.2013 №1/19-НПА «Об утверждении форм отчетности в области государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, порядка и сроков представления отчетов».

Оперативная отчетность.

- форма 1.0 «Титульный лист оперативного отчета»;
- форма 1.1 «Сведения о закрытых радионуклидных источниках»;
- форма 1.2 «Сведения об изделиях из обедненного урана»;

- форма 1.3 «Сведения об открытых радионуклидных источниках в виде отдельных изделий»;
- форма 1.4 «Сведения об открытых радионуклидных источниках, кроме отдельных изделий»;
- форма 1.5 «Сведения о радиоактивных отходах в виде отработавших закрытых радионуклидных источников»;
- форма 1.6 «Сведения о радиоактивных отходах, кроме радиоактивных отходов в виде отработавших закрытых радионуклидных источников»;

Годовая отчетность.

- форма 2.0 «Титульный лист годового отчета»;
- форма 2.1 «Переработка, кондиционирование РАО на установках за отчетный год»;
- форма 2.2 «Наличие РАО в пунктах хранения на конец отчетного года»;
- форма 2.3 «Разрешение на размещение РАО в пунктах хранения»;
- форма 2.4 «Постановка на учет и снятие с учета РВ, содержащихся в ОЯТ, за отчетный год»;
- форма 2.5 «Наличие РВ, содержащихся в ОЯТ, в пунктах хранения на конец отчетного года»;
- форма 2.6 «Контроль загрязнения подземных вод радиоактивными веществами»;
- форма 2.7 «Поступление радионуклидов в атмосферный воздух»;
- форма 2.8 «Отведение сточных вод, содержащих радионуклиды»;
- форма 2.9 «Активность радионуклидов, отведенных со сточными водами»;
- форма 2.10 «Территории, загрязненные радионуклидами»;
- форма 2.11 «Радионуклидный состав загрязненных участков территорий»;

Отчетные документы системы государственного учета и контроля РВ и РАО направляют в вышестоящие организации рис. 32.

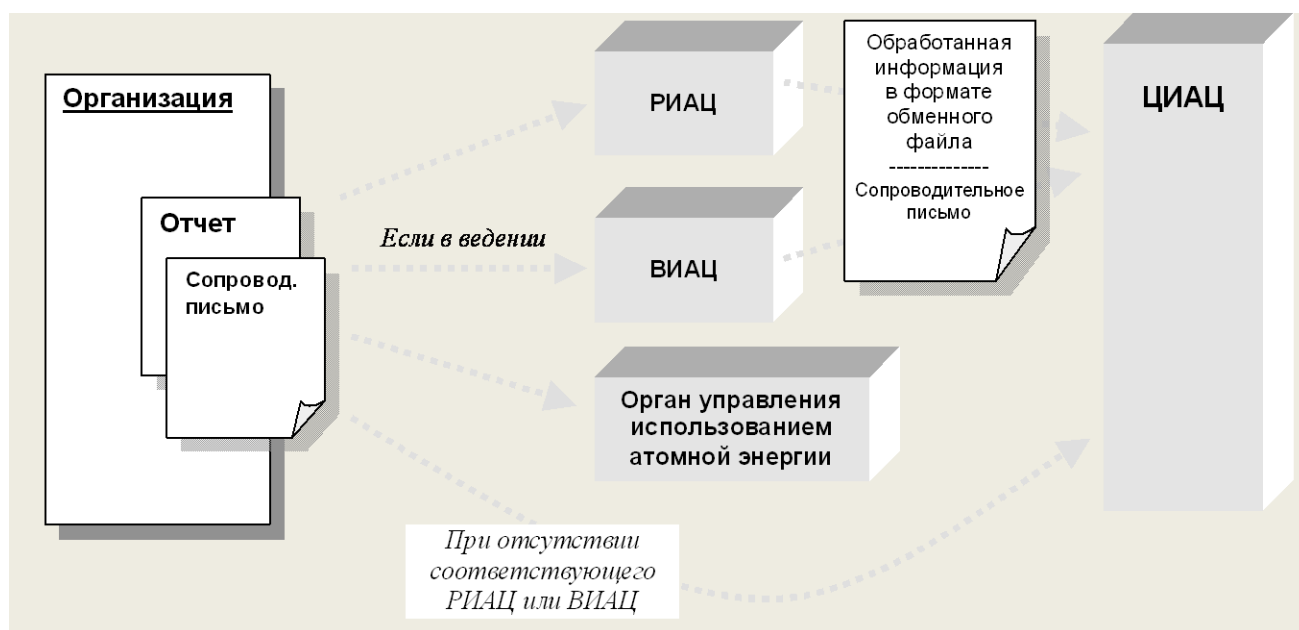


Рис. 32. Схема направления отчетов

На образовавшиеся в результате использования атомной энергии или иных действий с РАО, РАО создается государственный реестр РАО, схема приведена на рис. 33 и государственный кадастр пунктов хранения РАО, схема на рис. 34.



Рис. 33. Государственный реестр радиоактивных отходов

6.7. Критерии приемлемости кондиционированных РАО для их хранения и захоронения

6.7.1 Назначение и область применения

Настоящее руководство предназначено для специалистов эксплуатирующих организаций и организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующим организациям в области использования атомной энергии, в качестве рекомендаций по обеспечению безопасности при обращении с РАО, а также для специалистов Госатомнадзора России в процессе осуществления государственного регулирования безопасности при размещении, сооружении, эксплуатации и выводе из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и хранилищ РАО и при экспертизе документов, обосновывающих безопасность указанных видов деятельности.

6.7.2 Общие положения и рекомендации

Технические и организационные мероприятия по обращению с РАО должны реализовываться на основе требований к обеспечению безопасности при обращении с РАО с учетом результатов анализа характеристик РАО и критериев приемлемости (критериев качества) РАО для их хранения и захоронения.

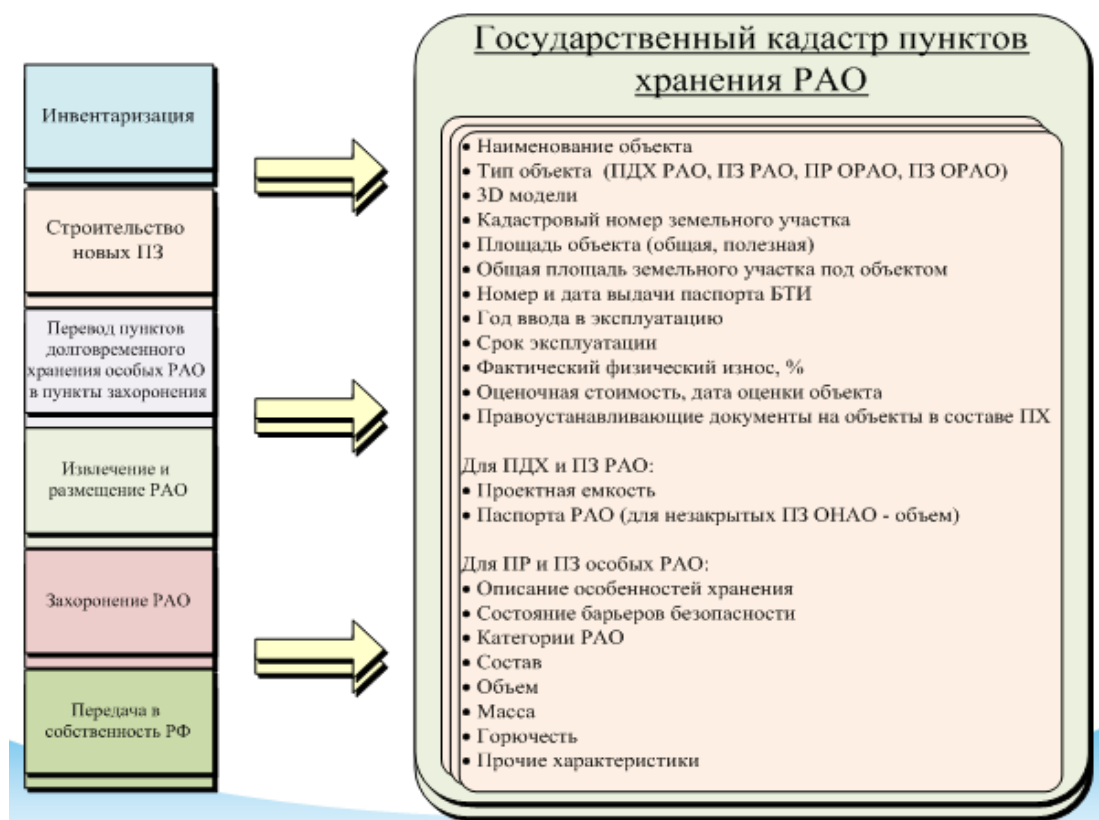


Рис. 34. Государственный кадастр пунктов хранения РАО

Одним из основных этапов подготовки РАО к хранению и захоронению является их кондиционирование. Кондиционирование РАО может включать ряд методов, в том числе:

- размещение переработанных ТРО (ЖРО) в одинарном или двойном контейнере;
- размещение переработанных ТРО (ЖРО) в контейнере;
- размещение отвержденных ЖРО в контейнере;
- размещение и омоноличивание ТРО в контейнере;
- размещение упаковки РАО в дополнительном контейнере.

При выборе метода кондиционирования РАО целесообразно:

- выполнять оценку различных методов кондиционирования РАО с учетом требований к обеспечению безопасности при хранении и захоронении РАО, а также с учетом технических и экономических факторов;
- анализировать ожидаемые после сбора и переработки РАО характеристики РАО, имеющиеся технологии переработки РАО и возникающие при переработке РАО проблемы обеспечения безопасности;
- проводить сопоставление характеристик РАО и соответствующих критериев приемлемости РАО, которым РАО должны отвечать для того, чтобы быть принятыми на хранение и захоронение.

При оценке методов кондиционирования РАО следует учитывать, что свойства формы РАО могут оказывать существенное влияние на свойства упаковки РАО в целом. Для отвержденных ЖРО или омоноличенных ТРО форма

РАО является первым физическим барьером, а контейнер - вторым физическим барьером. Контейнер служит единственным физическим барьером в случае помещения в него непереработанных РАО.

В целях повышения уровня безопасности при хранении и захоронении РАО предпочтение следует отдавать следующим методам кондиционирования РАО:

- размещение отвержденных ЖРО в контейнере;
- размещение и омоноличивание ТРО в контейнере.

Конструкция контейнера и конструкционные материалы контейнера должны обеспечивать сохранение его прочностных характеристик и герметичности в период обращения с упаковкой РАО. Выбор конструкции контейнера (размеры, механическая прочность, тип уплотнений и строповочных устройств) и конструкционных материалов контейнера для отвержденных ЖРО или омоноличенных ТРО осуществляется, исходя из выполняемых контейнером функций при кондиционировании РАО и требуемого периода сохранения целостности контейнера. Конструкционные материалы контейнеров и материалы, используемые для покрытия поверхностей контейнеров, должны обладать минимальной сорбционной способностью по отношению к радионуклидам, коррозионной и радиационной стойкостью, термической устойчивостью, легко дезактивироваться. Целесообразно использование унифицированных по типу и размеру контейнеров.

Если проектом ядерной установки, радиационного источника и пункта хранения не установлены способ, место и конкретные сроки захоронения кондиционированных РАО, то используемый на ядерной установке, радиационном источнике и в пункте хранения контейнер для хранения кондиционированных РАО должен сохранять целостность в течение ожидаемого периода хранения до захоронения (но не менее 30 лет) и предотвращать неприемлемое распространение радионуклидов из упаковки РАО.

Контейнер должен обеспечивать возможность:

- извлечения упаковки РАО из хранилища в конце периода хранения;
- размещения упаковки РАО в дополнительном контейнере при необходимости;
- транспортирования упаковки РАО на захоронение;
- обращения с упаковкой РАО при захоронении.

6.7.3 Критерии приемлемости кондиционированных радиоактивных отходов

При установлении критериев приемлемости кондиционированных РАО для их хранения и захоронения следует учитывать следующие основные характеристики РАО:

Суммарная активность упаковки РАО, удельная активность РАО и радионуклидный состав РАО.

Информация о суммарной активности упаковки РАО, удельной активности РАО и радионуклидном составе РАО необходима, поскольку для каждого хранилища РАО устанавливаются верхние пределы удельной активности радионуклидов в РАО, суммарной активности РАО в отдельных упаковках РАО и суммарной активности радионуклидов для хранилища РАО в целом.

Величина мощности эквивалентной дозы используется при выборе типа контейнера и при проектировании хранилища РАО с целью защиты работников и населения от внешнего ионизирующего излучения.

Поверхностное загрязнение. Уровни снимаемого поверхностного загрязнения упаковки РАО не должны превышать допустимых пределов на всех этапах обращения с ней.

Структурная стабильность формы РАО определяется совокупностью основных физических и химических характеристик. Форма РАО должна обладать достаточными прочностными характеристиками, чтобы выдерживать нагрузки, возникающие на различных этапах обращения с РАО, и сохранять геометрические размеры. Форма РАО должна быть устойчивой к любым химическим, биологическим, радиационным и тепловым воздействиям, наличие которых разумно предположить.

Водоустойчивость формы отвержденных РАО. С целью ограничения распространения радионуклидов из хранилища РАО на приемлемом уровне скорость выщелачивания радионуклидов из формы отвержденных РАО должна быть ограничена.

Содержание коррозионно-активных веществ. РАО не должны содержать вещества, которые могут привести к коррозии контейнеров или других физических барьеров хранилища РАО.

Тепловыделение кондиционированных РАО не должно приводить к изменениям физических, химических и механических свойств упаковок РАО и снижению эффективности физических барьеров хранилища РАО. Упаковка РАО, тепловыделение которой может привести к нарушению защитных функций хранилища РАО, не может быть принята на хранение и захоронение.

Термическая устойчивость. Форма РАО должна сохранять свои физические и химические свойства при воздействии прогнозируемых при хранении и захоронении РАО температур.

Радиационная стойкость. Форма РАО должна сохранять свои характеристики при прогнозируемой мощности дозы альфа-, бета- и гамма-излучения.

Газообразование. Газы могут образовываться за счет радиоактивного распада, радиолиза, биохимических процессов в РАО, химических реакций между РАО и матричным материалом. Образующиеся газы могут приводить к увеличению давления в контейнерах, нарушению целостности физических барьеров хранилища РАО и распространению радионуклидов в окружающую среду, поэтому газообразование должно быть ограничено.

Биологическая устойчивость. Биологическое воздействие на компоненты РАО или матричного материала не должно приводить к нарушению структурной стабильности формы РАО.

Содержание свободной влаги в упаковке РАО. Свободная влага увеличивает возможность выхода радионуклидов из упаковки РАО, поэтому присутствие свободной влаги в упаковке РАО должно быть исключено или ограничено.

Содержание веществ, образующих комплексные соединения. Образование комплексных соединений в РАО может привести к увеличению подвижности

радионуклидов и их распространению в окружающую среду, поэтому содержание веществ, образующих комплексные соединения, должно быть исключено или ограничено.

Содержание взрывоопасных и самовозгорающихся веществ. Упаковки РАО, содержащие взрывоопасные и (или) самовозгорающиеся вещества, не могут быть приняты на хранение и захоронение.

Содержание веществ, реагирующих с водой. Упаковки РАО, содержащие вещества, реагирующие с водой с выделением тепла и образованием горючих газов, не могут быть приняты на хранение и захоронение.

Содержание ядовитых веществ, химически токсичных веществ, патогенных и инфекционных материалов. Содержание ядовитых веществ, химически токсичных веществ, патогенных и инфекционных материалов в упаковке РАО должно быть известно с достаточной степенью точности и должно быть ограничено. Упаковки РАО, содержащие химические вещества с токсиметрическими характеристиками, соответствующими I классу (чрезвычайно опасные) и II классу (высокоопасные), не подлежат приему на хранение и захоронение.

Содержание ядерных материалов в упаковке РАО должно быть ограничено, чтобы исключить возможность возникновения самоподдерживающейся цепной реакции при хранении и захоронении упаковки (упаковок) РАО.

Конфигурация упаковки РАО. С целью упрощения обращения с упаковками РАО рекомендуется стандартизация конфигурации (геометрические размеры и масса) упаковки РАО.

Идентификация упаковки РАО. Маркировка (номер, обозначение, цвет и т.п.) каждой упаковки РАО должна обеспечивать возможность идентификации каждой упаковки РАО и ее содержимого.

Рекомендуемая сфера применимости характеристик РАО для установления критериев приемлемости кондиционированных РАО для их хранения приведена в табл. 6.6.

Таблица 6.6 - Критерий приемлемости кондиционированных РАО

№ п/п	Критерий приемлемости кондиционированных РАО	Применимость
1	2	3
1.	Суммарная активность упаковки РАО, удельная активность РАО и радионуклидный состав РАО	Применим
2.	Мощность эквивалентной дозы	Применим
3.	Поверхностное загрязнение	Применим
4.	Структурная стабильность формы РАО	Применим
5.	Водоустойчивость формы отвержденных РАО	Применим ограниченно*
6.	Содержание коррозионно-активных веществ	Применим
7.	Тепловыделение	Применим для высокоактивных РАО
8.	Термическая устойчивость	Применим
9.	Радиационная стойкость	Применим для высокоактивных РАО

Продолжение табл. 6.6

1	2	3
10.	Газообразование	Применим
11.	Биологическая устойчивость	Применим ограниченно*
12.	Содержание свободной влаги в упаковке РАО	Применим ограниченно*
13.	Содержание веществ, образующих комплексные соединения	Применим ограниченно*
14.	Содержание взрывоопасных и самовозгорающихся веществ	Применим
15.	Содержание веществ, реагирующих с водой с выделением тепла и образованием горючих газов	Применим
16.	Содержание ядовитых веществ, химически токсичных веществ, патогенных и инфекционных материалов	Применим
17.	Содержание ядерных материалов	Применим для средне- и высоко-активных РАО
18.	Конфигурация упаковки РАО	Применим
19.	Идентификация упаковки РАО	Применим

*Объем применимости определяется при проектировании хранилища РАО

Рекомендуемая сфера применимости характеристик РАО для установления критериев приемлемости кондиционированных РАО для их захоронения приведена в табл. 6.7.

Таблица 6.7 - Этапы размещения РАО в зависимости от критериев приемлемости кондиционированных РАО

№ п/п	Критерий приемлемости кондиционированных РАО	Этап размещения РАО (эксплуатация хранилища)	Этап после вывода из эксплуатации и закрытия хранилища РАО (послеэксплуатационный этап)				
			Приповерхностное захоронение		Подземное захоронение		
			Низко-активные РАО	Средне-активные РАО	Низко-активные РАО	Средне-активные РАО	Высоко-активные РАО
1	2	3	4	5	6	7	8
1.	Суммарная активность упаковки РАО, удельная активность РАО и радионуклидный состав РАО	+	+	+	+	+	+
2.	Мощность эквивалентной дозы	+	-	-	-	-	-
3.	Поверхностное загрязнение	+	-	-	-	-	-
4.	Структурная стабильность формы РАО	+	(+)	+	(+)	+	+

Продолжение табл. 6.7

1	2	3	4	5	6	7	8
5.	Водоустойчивость формы отвержденных РАО	(+)	+	+	+	+	+
6.	Содержание коррозионно-активных веществ	+	+	+	(+)	+	+
7.	Тепловыделение	(+)	-	+	-	+	+
8.	Термическая устойчивость	+	(+)	(+)	(+)	(+)	+
9.	Радиационная стойкость	-	+	+	-	-	+
10.	Газообразование	+	(+)	(+)	+	+	+
11.	Биологическая устойчивость	(+)	(+)	(+)	(+)	+	+
12.	Содержание свободной влаги в упаковке РАО	(+)	+	+	(+)	(+)	+
13.	Содержание веществ, образующих комплексные соединения	(+)	+	+	+	+	+
14.	Содержание взрывоопасных и самовозгорающихся веществ	+	+	+	+	+	+
15.	Содержание веществ, реагирующих с водой с выделением тепла и образованием горючих газов	+	+	+	+	+	+
16.	Содержание ядовитых веществ, химически токсичных веществ, патогенных и инфекционных материалов	+	+	+	(+)	(+)	+
17.	Содержание ядерных материалов	+	-	(+)	-	(+)	+
18.	Конфигурация упаковки РАО	+	-	-	-	-	+
19.	Идентификация упаковки РАО	+	(+)	(+)	(+)	(+)	+

Знак “+” - применим; знак “(+)” - применим ограниченно, объем применимости определяется при проектировании хранилища РАО; знак “-” - не применим.

6.7.4 Контроль качества кондиционированных радиоактивных отходов

Целью контроля качества кондиционированных РАО является доказательство соответствия кондиционированных РАО критериям приемлемости РАО для их хранения и захоронения. Для получения наиболее надежных результатов контроля качества кондиционированных РАО целесообразно использовать комбинацию следующих подходов:

- определение характеристик РАО до их кондиционирования;

- определение характеристик представительных проб (образцов) кондиционированных РАО;
- контроль соответствия параметров процессов переработки и кондиционирования РАО заданным проектам величинам;
- определение характеристик упаковок кондиционированных РАО неразрушающими методами контроля (мощность дозы, уровень загрязненности поверхности контейнера, масса и т. п.);
- определение характеристик кондиционированных РАО на основе проведения расчетных количественных оценок;
- визуальный осмотр упаковок кондиционированных РАО.

Объем контроля РАО устанавливается в проекте ядерной установки, радиационного источника и хранилища РАО и обосновывается в отчете по обоснованию безопасности ядерной установки, радиационного источника и хранилища РАО.

В приложении приведен перечень документов, регламентирующих требования к качеству отвержденных ЖРО.

При необходимости возможно использование методов разрушающего контроля формы РАО и упаковки РАО. Используемые методы разрушающего контроля не должны приводить к образованию большого количества вторичных РАО.

Рекомендуемые методы контроля РАО приведены в табл. 6.8. Определяются при разработке процесса кондиционирования РАО.

Таблица 6.8 - Методы контроля РАО

№ п/п	Критерий приемлемости кондиционированных РАО	Рекомендуемые методы контроля РАО
1	2	3
1.	Суммарная активность упаковки РАО, удельная активность РАО и радионуклидный состав РАО	1. Радиометрия 2. Радиохимический анализ 3. Спектрометрия
2.	Мощность эквивалентной дозы.	Измерение мощности дозы
3.	Поверхностное загрязнение	Метод мазков
4.	Структурная стабильность формы РАО	1. Определение механической прочности 2. Контроль параметров процессов переработки и кондиционирования РАО на соответствие заданным проектом величинам 3. Визуальный осмотр
5.	Водоустойчивость формы отвержденных РАО	1. Определение скорости выщелачивания 2. Иммерсионные испытания
6.	Содержание коррозионно-активных веществ	Химический анализ
7.	Тепловыделение	1. Калориметрия 2. Расчетный метод 3. Контроль параметров процесса переработки и кондиционирования РАО на соответствие заданным проектом величинам

Продолжение табл. 6.8

1	2	3
8.	Термическая устойчивость	1. Контроль параметров процессов переработки и кондиционирования РАО на соответствие заданным проектом величинам 2. Рентгенофазовый анализ 3. Дериwатографический анализ 4. Определение механической прочности
9.	Радиационная стойкость	1. Методом определения механической прочности 2. Методом определения водоустойчивости 3. Методом измерения изменения объема
10.	Газообразование	1. Волнометрия 2. Хроматографический анализ 3. Химический анализ
11.	Биологическая устойчивость	Микробиологический анализ
12.	Содержание свободной влаги в упаковке РАО	1. Контроль параметров процессов переработки и кондиционирования РАО на соответствие заданным проектом величинам 2. Гравиметрическое измерение 3. Визуальный контроль
13.	Содержание веществ, образующих комплексные соединения	1. Химический анализ 2. Хроматографический анализ
14.	Содержание взрывоопасных и самовозгорающихся веществ	Химический анализ
15.	Содержание веществ, реагирующих с водой с выделением тепла и образованием горючих газов	Химический анализ
16.	Содержание ядовитых веществ, химически токсичных веществ, патогенных и инфекционных материалов	1. Химический анализ 2. Микробиологический анализ
17.	Содержание ядерных материалов	1. Радиохимический анализ 2. Спектрометрия.
18.	Идентификация упаковки РАО	Визуальный осмотр
19.	Конфигурация упаковки РАО	1. Визуальный осмотр 2. Измерение геометрических размеров

Для контроля качества формы РАО используются стандартизированные методики. Перечень рекомендуемых методик приведен в табл. 6.9.

Таблица 6.9 - Стандартизированные методики контроля качества формы РАО

Критерий приемлемости кондиционированных РАО	Метод испытания
1	2
Скорость выщелачивания радионуклидов из отвержденных ЖРО (по Cs-137 и Sr-90)	ГОСТ 29114-91. Отходы радиоактивные. Метод измерения химической устойчивости отвержденных радиоактивных отходов посредством длительного выщелачивания
Содержание свободной влаги	Гравиметрическое определение

Продолжение табл. 6.9

1	2
Термическая устойчивость битумного компаунда	ГОСТ 12.1.044-89 ССБТ. Пожаровзрывобезопасность веществ и материалов. Номенклатура показателей и методы их определения
Радиационная устойчивость компаунда среднего уровня активности	По изменению физических характеристик компаунда после облучения дозой 10^6 Гр
Биологическая устойчивость	ГОСТ 9.049-91 ЕСЗКС. Материалы полимерные. Методы лабораторных испытаний на устойчивость к воздействию плесневых грибов
Механическая прочность цементного компаунда (предел прочности при сжатии)	ГОСТ 310.4-81. Цементы. Метод определения предела прочности при изгибе и сжатии
Устойчивость цементного компаунда к термическим циклам	ГОСТ 10060-87. Бетоны. Методы контроля морозостойкости
Однородность стеклоподобных материалов: структура равномерность химического состава по основным макрокомпонентам	Рентгенофазовый метод анализа Аналитический контроль
Тепловыделение	Калориметрия
Термическая устойчивость стеклоподобных материалов	ГОСТ 29114-91. Термогравитационный анализ, рентгенофазовый и спектральный методы анализа
Радиационная стойкость стеклоподобных материалов	ГОСТ Р 50089-92. Отходы радиоактивные. Метод определения долговременной стабильности отвержденных высокоактивных отходов к альфа-излучению ГОСТ 29114-91. Отходы радиоактивные. Метод измерения химической устойчивости отвержденных радиоактивных отходов посредством длительного выщелачивания
Механическая прочность стеклоподобных материалов прочность на сжатие прочность на изгиб модуль Юнга	Определяется на машине типа "Нистрон" ТТ-14 Определяется на машине типа "Нистрон" ТТ-14 Акустический метод
Теплофизические константы стеклоподобных материалов: коэффициент термического расширения коэффициент теплопроводности	Дилатометрия Метод плоского слоя
Газообразование в стеклоподобных материалах	Волнометрия

6.7.5 Документация на упаковки радиоактивных отходов, направляемых на хранение и захоронение

На упаковку (партию упаковок) РАО, направляемых на хранение и захоронение, разрабатывается техническая документация, содержащая следующую информацию:

- объект-поставщик РАО;
- количество упаковок РАО;
- индивидуальный номер (номера) упаковки (упаковок) РАО;
- идентификационный код (коды) упаковки (упаковок) РАО;
- период потенциальной опасности РАО;
- дата заполнения упаковки (упаковок) РАО (день, месяц, год);
- дата вывоза упаковки (упаковок) РАО на хранение и захоронение (день, месяц, год);
- характеристика РАО (источник образования, физическая природа, химический состав, величина суммарной активности, радионуклидный состав, величина удельной альфа-, бета- и гамма-активности, мощность дозы гамма-излучения на наружной поверхности (на расстоянии 0,1 м от наружной поверхности) упаковки РАО и на расстоянии 1 м от наружной поверхности упаковки РАО, характеристика формы РАО в упаковке РАО в соответствии с разделом 4 настоящего руководства);
- методы определения содержания радионуклидов в упаковке РАО;
- методы кондиционирования РАО;
- методы проведения контроля качества упаковки (упаковок) РАО;
- тип и параметры упаковки РАО (тип контейнера, данные о его сертификации, габариты упаковки, включая геометрические размеры и объем, объем РАО в упаковке, масса упаковки без РАО, масса РАО в упаковке, масса упаковки с РАО).

7. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ И ОХРАНА ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАО

7.1. Основные принципы радиационной безопасности при обращении с РАО

Основными принципами радиационной безопасности установленными законом «О радиационной безопасности населения» - обоснование, нормирование и оптимизация, должны руководствоваться предприятия и учреждения имеющие отношение к обращению с радиоактивными отходами, на всех основных стадиях обращения с РАО.

Основные стадии обращения с РАО. Сбор и сортировка РАО осуществляется в местах их образования и/или переработки с учетом радиационных, физических и химических характеристик в соответствии с системой классификации отходов и с учетом методов последующего обращения с ними.

Первичная сортировка отходов включает в себя их разделение на радиоактивные и нерадиоактивные составляющие.

Сортировка первичных жидких и твердых РАО направлена на разделение отходов по различным категориям и группам для переработки по принятым технологиям и для подготовки к последующему хранению и захоронению.

Кондиционирование РАО осуществляется для повышения безопасности обращения с ними за счет уменьшения их объема и перевода в форму, удобную для транспортировки, хранения и захоронения.

Хранение РАО осуществляется отдельно для отходов разных категорий и групп в сооружении, обеспечивающем безопасную изоляцию отходов в течение всего срока хранения и возможность последующего их извлечения.

Транспортирование РАО предусматривает их безопасное перемещение между местами их образования, переработки, хранения и захоронения с использованием специальных грузоподъемных и транспортных средств.

Захоронение РАО направлено на их безопасную изоляцию от человека и окружающей его среды.

Согласно нормам радиационной безопасности при обращении с РАО предусматривается выполнение следующих основных мероприятий основанных на принципах радиационной безопасности:

- не превышение установленного основного дозового предела;
- исключение всякого необоснованного облучения;
- снижение дозы облучения до возможно низкого уровня.

Оценка безопасности системы обращения с РАО базируется на основных принципах радиационной безопасности (табл. 7.1) и анализе экологического влияния, которая складывается из анализа безопасности, оценки безопасности и оценки характеристик.

Анализ безопасности включает в себя анализ и вычисление доз и риска, связанных с выполнением практических действий при обращении с РАО.

Оценка безопасности – сравнение результатов анализа безопасности с установленными критериями и результирующее заключение о приемлемости оцениваемой системы.

Оценка характеристик – анализ характеристик системы, сопровождаемый сравнением результатов такого анализа с соответствующими стандартами или критериями.

Таблица 7.1 - Основные принципы радиационной безопасности

Наименование, группы принципов	Формулировка (объяснение) принципов
Группа 1. Радиационно-гигиенические	Принцип 1. Оценка безопасности нынешнего поколения базируется на существующем уровне научного знания о биологическом действии и вредных эффектах ионизирующего излучения. Фундаментальной концепцией безопасности в области малых доз является гипотеза о беспороговой линейной зависимости вредных эффектов от дозы излучения. В основе нормирования безопасности лежит санитарно-гигиенический подход (концепция эффект-доза)
	Принцип 2. Уровни безопасности для будущих поколений должны быть не ниже тех, которые являются приемлемыми сегодня для нынешнего поколения (принцип равной безопасности поколений)

Продолжение табл. 7.1

1	2
	Принцип 3. Так как выгода от использования ядерной энергии получает нынешнее поколение, а опасность может угрожать будущим поколениям, то бремя на будущие поколения (финансовое, техническое или социальное) должно быть минимальным Принцип 4. Для предотвращения опасности воздействия радиоактивных веществ на человека должны выполняться три требования радиационной защиты: 1) Исключение всякого необоснованного облучения; 2) Исключение всякого необоснованного облучения; 3) Снижение дозы облучения до возможно низкого уровня.
Группа 2. Экологические	Принцип 5. Оценка радиоэкологической безопасности основывается на концепции: уровень безопасности необходимый для защиты человек будет достаточным и для защиты других живых существ, хотя и не обязательно отдельных особей. Любые нормативы для человека и человеческой популяции одновременно гарантируют их надежность для отдельных биоценозов в целом (санитарно-гигиенический подход к экологическому нормированию)
Группа 3. Социально-экономические	Принцип 6. Снижение вредного воздействия до возможно низкого уровня и сопоставление эффективности мер по защите основывается на концепции экономической оценки социального и экономического ущерба (оценка риска) Принцип 7. При экономическом сопоставлении вариантов радиационной защиты разноименные затраты приводятся (дисконтируются) к одному моменту времени
Группа 4. Освобождение РАО от контроля	Принцип 8. Радиоактивные отходы освобождаются от регулирующего контроля и не считаются радиоактивными при условии, что: 1) индивидуальные дозы должны быть достаточно низкими (не превышать 10 мкЗв/год), не вызывать тревоги за облучаемых людей, не требующим применения регламентационных мер; 2) коллективная доза за год от освобождения РАО от контроля не должна превышать 1 чел·Зв. Должно быть очевидно, что дальнейшее уменьшение доз посредством контроля не оправдано или в следствии оптимизации противорадиационной защиты доказано, что освобождение является наилучшим решением.

Безопасность захоронения РАО не должна обеспечиваться путем последовательной реализации концепции глубокого эшелонированной защиты, основанной на применении:

- системы физических (инженерных и естественных) барьеров на пути распространения радионуклидов в окружающую среду;
- систем технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению эффективности.

Инженерные барьеры должны изолировать РАО от вмещающих горных пород и других объектов окружающей среды, а именно:

- ограничить высвобождение и сдерживать распространение радионуклидов в инженерных барьерах, не допуская их выхода в концентрациях, превышающих допустимые значения, за пределы инженерных барьеров;
- препятствовать непреднамеренному вторжению персонала в зон захоронения;
- пассивно предупреждать о месте захоронения РАО.

Система технических и организационных мер должна образовывать три уровня глубокого эшелонированной защиты табл. 7.2.

Таблица 7.2 - Система технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности.

Наименование уровня (группы мер)	Перечень защитных мероприятий
Уровень 1	Предотвращение нарушений нормальной эксплуатации - оценка и выбор площадки, пригодной для размещения хранилища; - установление санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения вокруг хранилища, на которой планируется осуществление защитных мероприятий; - обеспечение требуемого качества элементов оборудования, хранилища и выполняемых работ; - эксплуатация хранилища и оборудования в соответствии с нормативными документами, технологическими регламентами и инструкциями по эксплуатации; - поддержание в исправном состоянии систем и элементов путем своевременного диагностирования дефектов, проведения профилактических мер и замены выработавшего ресурс оборудования и организация эффективно действующей системы документирования результатов работ и контроля; - подбор и обеспечение необходимого уровня квалификации персонала для действий при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, включая предварительные ситуации, формирование культуры безопасности
Уровень 2	Предотвращение проектных аварий - выявление отклонений от нормальной работы оборудования и их устранение; - управление при эксплуатации оборудования с отклонениями
Уровень 3	Противоаварийное планирование - подготовка и осуществление, при необходимости, планов аварийных мероприятий на площадке и за ее пределами.

Для количественного определения вредных факторов в качестве одного из принципов радиационной безопасности вводятся понятия риск и ущерб.

Риск экологический – вероятность неблагоприятных последствий любых антропогенных природных объектов.

Схема распределения угроз и ущерба, связанных с риском, показаны на рис. 35.

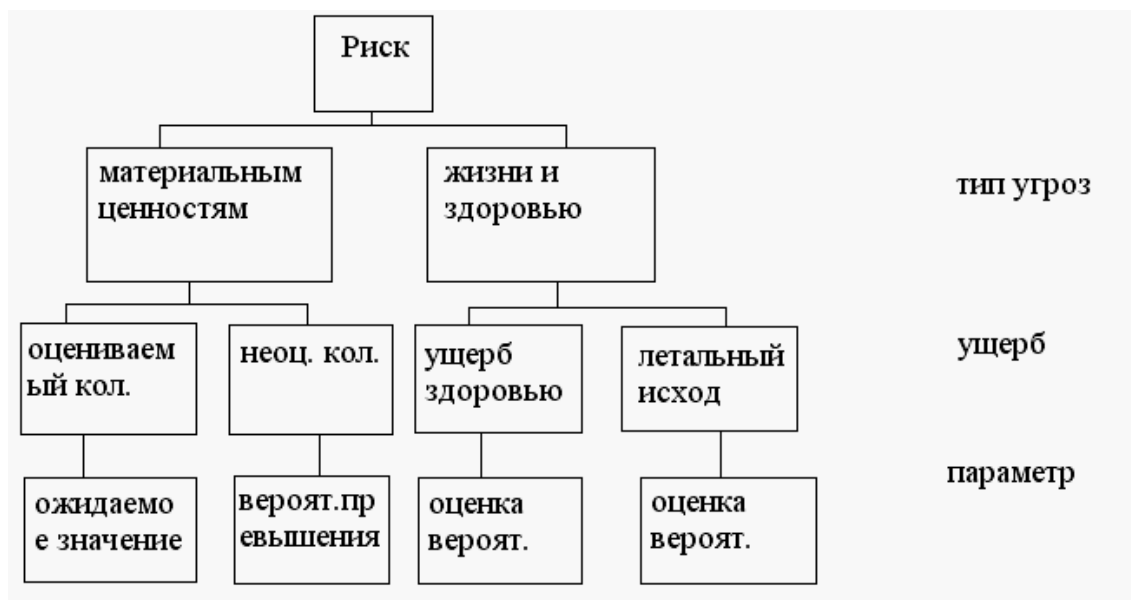


Рис. 35. Схема распределения угроз и ущерба, связанных с риском

В системах изоляции РАО могут быть выделены следующие риски жизни и здоровью человека и общества в целом:

- профессиональный риск – вынуждены даже при относительно добровольном выборе деятельности;
- индивидуальный риск – частота возникновения поражающих человека воздействий определенного вида, приводящих к гибели людей при реализации определенных опасностей в определенном месте нахождения индивида. Его величина - вероятность стать жертвой несчастного случая, приводящего к смерти;
- групповой риск – связан с нахождением социальной группы населения в районе нахождения потенциально опасного объекта. Он является суммарной характеристикой последствий реализации опасностей определенного вида в определенном районе и характеризует масштабы аварии;
- приемлемый и социальный риск – уровень риска, устанавливаемый для общества в целом, оправданный с точки зрения экологических возможностей и морали общества;
- индивидуальный и групповой профессиональный риск ограничивает требованиями к нормам безопасности опасного объекта.

Сценарии (события, ситуации) воздействия на хранилища РАО можно разделить: предусматриваемый (проектные) и аварийные (чрезвычайные) ситуации.

Рассмотрение проектных ситуаций осуществляется на основе ряда моделей (природной среды, технологических воздействий и т.п.). Результаты такого моделирования дают количественную оценку воздействия системы на среду (размеры зон при сооружении хранилища, распределение радионуклидов и их концентрации и др.).

Вторую группу составляют ситуации, которые выходят за рамки планируемых процессов.

Перечень нормальных и аварийных процессов (событий), которые могут возникнуть после консервации хранилища РАО, приведены в табл. 7.3.

Таблица 7.3 - Процессы после консервации хранилища РАО

Естественные (природные) процессы и события	Процессы, происходящие в отходах и хранилищах	Процессы и события, обусловленные человеческой деятельностью	
		Ошибки проектирования и эксплуатации	Будущее вмешательство
- сейсмическое воздействие, - взаимодействие с окружающей средой, - эрозия, - затопление, - изменение уровня грунтовых вод, - адвенция (миграция радионуклидов с потоком подземных вод), - климатические изменения, - похолодание, - потепление, - увлажнение, - засуха, - биологическое вмешательство, - животные, - Растения.	- газообразование, - физическое и химическое воздействие отходов с материалами защитных экранов и вмещающими породами, - механическое воздействие со стороны вмещающих пород на физические инженерные барьеры хранилища, - уплотнение отходов.	- площадка хранилища не отвечает нормативным требованиям и характеристикам площадок для хранения РАО, - радиационный состав, химическая и физическая формы отходов не соответствуют требованиям проекта хранилища, - захоронение взрыво-, химически- и пожароопасных материалов, - ошибки размещения отходов, приводящие к нарушению требований ядерной и радиационной безопасности, - нарушение системы дренажа, - нарушение защитных экранов	- геологические изыскания и использование полезных ископаемых, - промышленная и сельскохозяйственная деятельность, - использование подземных вод в хозяйственных целях, - строительство специальных подземных сооружений, - повторное использование захороненных материалов, - археологические раскопки, - проживание

Оценка аварийных ситуаций и их последствий включает в себя:

- анализ возникновения аварийных ситуаций и вероятности их появления;
- выявление характера последствий возникновения аварий.

При рассмотрении аварийных ситуаций во внимание принимаются характер событий, процессы и явления их реализации, вероятность возникновения, характер последствий и меры по предупреждению или локализации их последствий. Пример такого анализа приведен в табл. 7.4.

Таблица 7.4 - Перечень основных событий, их вероятность и последствия

Процессы и явления (группы)	Вероятность проникновения	Характер последствий	Мероприятия по предупреждению или локализации аварийной ситуации
Природные процессы и события			
1) Изменение климата, изменение уровня водоемов и рек, геоморфологических условий, эрозия поверхности	$10^{-6} \div 10^{-10} \text{ год}^{-1}$	Изменение рельефа, гидрогеологических режимов в зоне активного водообмена, влекущие за собой нарушение процессов в планируемом режиме процессов в хранилище. Нарушение защитных свойств вмещающей толщи	Анализ развития природных процессов с оценкой вероятности их возникновения и количества параметров последствий. Противоаварийные мероприятия
2) сейсмическая и тектоническая деятельность Падение метеорита (наиболее катастрофическая ситуация)	$10^{-6} \div 10^{-10} \text{ год}^{-1}$ $1,6 \div 10^{-13} \text{ км}^{-2} \text{ год}^{-1}$ (размер воронки 1 км)	Разрушение инженерных сооружений, герметизирующих элементов. Разрушение контейнеров и матричных материалов Разрушение системы природных барьеров. Изменение гидрогеологического режима с увеличением выщелачиваемости радионуклидов, вынос их в биосферу. Выброс РАО	Тщательный анализ и районирование территории по сейсмическим условиям. Прогнозирование развития тектонической деятельности. План ликвидации аварии.
3) Геофизические и гидрохимические изменения вмещающих пород и подземных вод	Определяется вероятность случайных событий и стихийных бедствий	Изменение сорбционной способности пород. Увеличение выщелачиваемости радионуклидов из материалов отходов и новообразований по пути распространения подземных вод. Вынос радионуклидов в биосферу в количественных значениях, превышающих медицинские нормативы	Разработка модели развития геохимических и гидрохимических процессов. Выбор размеров зоны санитарного отчуждения с учетом прогноза развития обстановки. Выбор и использование материалов изолирующих экранов с учетом сохранения или необходимых свойств в планируемых условиях
4) Радиационные эффекты Гео- и термомеханические эффекты		Изменение свойств материалов. Радиоллиз. Образование продуктов распада. Коррозия контейнеров. Изменение структуры и свойств буферных материалов и вмещающих пород, образование газов	То же что и п.3

Инженерная деятельность			
5) Несовершенство проектов	$\leq 4 \cdot 10^{-6} \text{ год}^{-1}$	Нарушение герметичности изолирующих систем. Отклонение миграционных процессов от расчетных	Мониторинг в процессе эксплуатации хранилищ. Предварительное рассмотрение в проекте буферных зон за пределами расчетной границы зоны санитарного отчуждения. Пересмотр, ревизия и совершенствование проекта герметизации хранилища на основе новых данных о среде, происходящих процессах и возможности применения современных герметизирующих систем.
6) Неправильная эксплуатация хранилища	$\leq 4 \cdot 10^{-6} \text{ год}^{-1}$	Развитие деформационных, миграционных, гидрогеологических процессов, влекущих за собой проникновение радионуклидов в биосферу в значениях превышающих медицинские нормативы	Мониторинг в процессе эксплуатации хранилища. Анализ развивающейся обстановки. Дополнительная изоляция отдельных участков при отклонении развития процессов от расчетных параметров, пересмотр и развитие проектов.
7) Будущее развитие инфраструктуры и влияние ее на изменение природных процессов		Изменение рельефа, климата, движение поверхностных, приповерхностных и подземных вод. Нарушение защитных свойств инженерных барьеров и вмещающей толщи. Проникновение в зону размещения отходов	Законодательное установление подготовки проектов развития инфраструктуры на основе комплексного анализа последствий их деятельности на окружающую среду и смежные производства. Придание зоне захоронения статуса заповедника или заказника. Установка долговременных знаков и архивных уведомлений постоянного значения

Продолжение табл. 7.4

8) Санкционированное бурение разведочных скважин. Добыча ресурсов, археологические раскопки. Несанкционированное изъятие РАО с целью добычи строительных материалов		Проникновение в зону захоронения РАО. Нарушение барьерной толщи и изоляции хранилища	То же что и п.5
9) Падение самолетов на данную площадку. Война		Возникновение воронки взрыва, выброс РАО, изменение массива вмещающих пород в зоне падения самолетов, взрыва бомб и ракет. Изменение режима в зоне свободного водообмена.	План ликвидации аварий. Соблюдение международных обязательств по гарантии МАГАТЭ

Исключение катастрофических последствий для любых возможных аварий является основным требованием концепции безопасности системы изоляции РАО. Оно должно быть реализовано путем создания многобарьерной системы защиты и последовательных уровней безопасности.

- 1 уровень – предупреждение аварии при размещении РАО;
- 2 уровень – перевод системы изоляции РАО при консервации;
- 3 уровень – защита от маловероятных (в основном, природных) явлений.

Основные факторы, влияющие на аварии в хранилищах РАО, делятся на природные (землетрясения, наводнения, изменение режима рек, ураганы, смерчи, изменение сейсмической активности, структуры и параметров геологической среды и др.) и техногенные (нарушение технологий, некачественное изготовление узлов, военные действия, диверсии, падение самолетов и др.).

При аварии (аварийной ситуации) может произойти значительное отклонение основных параметров многобарьерной системы защиты от причинных показателей. Важно, чтобы каждый барьер выполнил свои функции в строго отведенных ему временных и физических рамках.

На всех этапах функционирования системы изоляции РАО необходимо создание специальной контрольно-регулирующей и экспертной системы, называемой мониторингом захоронения и консервации РАО, предусматривающей следующие основные блоки:

- а) формирование банка данных о гео- и гидрологических свойствах площадки, пород, технологических нагрузок;
- б) комплектование банка информации, оперативного сопоставления прогнозируемых и фактических данных, а также оперативного прогнозирования изменений в управлении изоляцией РАО.

Подобные программы представляют в общем комплексную модель захоронения отходов. Ее содержание, решаемые задачи и способы получения данных приведены в табл. 7.5.

Общая схема формирования решения о видах захоронения, согласно НРБ-99 приведена на рис. 36.

Таблица 7.5 - Комплексная модель захоронения отходов

Модель	Содержание	Решаемые задачи	Способы получения
1	2	3	4
1. Модели природных условий			
1.1. Геологогидрогеологическая модель района строительства	Геолого-гидрологическая характеристика района в целом: тектоника, стратиграфия, история геологического развития. Сведения о подземных водах района: химический состав, динамика, условия питания и разгрузки водоносных комплексов. Фильтрующие свойства водовмещающих пород, сейсмическая характеристика района.	Выбор местоположения участка (полигона) и рабочей толщи проектируемого хранилища	Анализ фондовых и литературных материалов по геологии и гидрогеологии
1.2. Геолого-гидрогеологическая модель участка хранилища	Геолого-гидрогеологическая характеристика: литологическая характеристика пород, петрологический состав, детальные сведения об обводненности, проницаемости, пористости, фильтрационной анизотропии вмещающей толщи	Получение детальных сведений о геологическим строениям и гидрогеологическим условиям участка строительства хранилища и рабочей толщи. Подготовка исходных данных для последующих моделей, прогнозных расчетов и проектирования. Выбор конструктивной схемы хранилища. Обоснование безопасности захоронения.	Комплексно инженерно-геологические исследования, бурение скважин, исследование кернового материала. Поинтервальные опытно-фильтрационные исследования в скважинах, одиночные и кустовые нагнетания и откачки, расчеты и моделирование.

Продолжение табл. 7.5

1	2	3	4
1.3. Геохимическая модель участка	Физико-химические свойства пород и подземных вод, сорбционная способность пород	Подготовка исходных данных для расчета миграции отходов, обоснование безопасности их захоронения на заданный момент времени и определения размеров зоны санитарного отчуждения (ЗСО)	Лабораторные физико-химические исследования пород рабочей толщи и отходов и взаимодействие между ними.
1.4. Геомеханическая модель участка	Физико-механические и теплофизические свойства горных пород	Выбор рабочей толщи хранилища, прогноз сохранности подземного сооружения во времени	Комплекс полевых и лабораторных исследований
1.5. Геологотехническая модель	Выделение зон повышенной проницаемости и неустойчивости интервалов в разрезе	Выбор конструкций и технологии сооружения хранилища	Обобщение опыта бурения и проходки выработок
2. Модели процессов захоронения			
2.1. Модель размещения отходов	Состав отходов, режим поступления, физические свойства, технология подготовки отходов к захоронению и размещению их в хранилище	Выбор схемы размещения отходов	Данные об отходах
2.2. Миграционная модель	Прогноз миграции загрязнений в геологической среде во времени, диффузионно-дисперсионные эффекты.	Обоснование безопасности захоронения и определения размеров ЗСО	Расчеты на основании моделей 1.2-1.5, 2.1
2.3. Теплофизическая модель	Энерговыведение продуктов захоронения математическое обеспечение решения этих задач	Выбор режима и технологии подготовки отходов к захоронению, обоснование безопасности	Расчеты на основании моделей 1.2-1.5, 2.1, 2.2
2.4. Модель контроля за состоянием недр	Число и расположение пунктов контроля за наблюдательными скважинами, объем периодичность и методика контроля, обработка информации.	Обеспечение безопасности захоронения, оптимизация режима эксплуатации полигона планирование мероприятий по предотвращению аварий	Анализ моделей 1.2, 2.3 прогнозы изменения геологической среды, анализ гипотетических аварийных ситуаций, методов и аппаратуры контроля

Продолжение табл. 7.5

1	2	3	4
3.Экологическая модель	Определение стоимости системы захоронения, разработка оптимальных условий безопасности на экологической основе, определение экологических преимуществ. Создание системы захоронения за счет социально-экономического развития региона	Расчет технико-экономической и социальной эффективности строительства хранилищ	Экологические, научно-технические, социальные, экономические прогнозы и расчеты

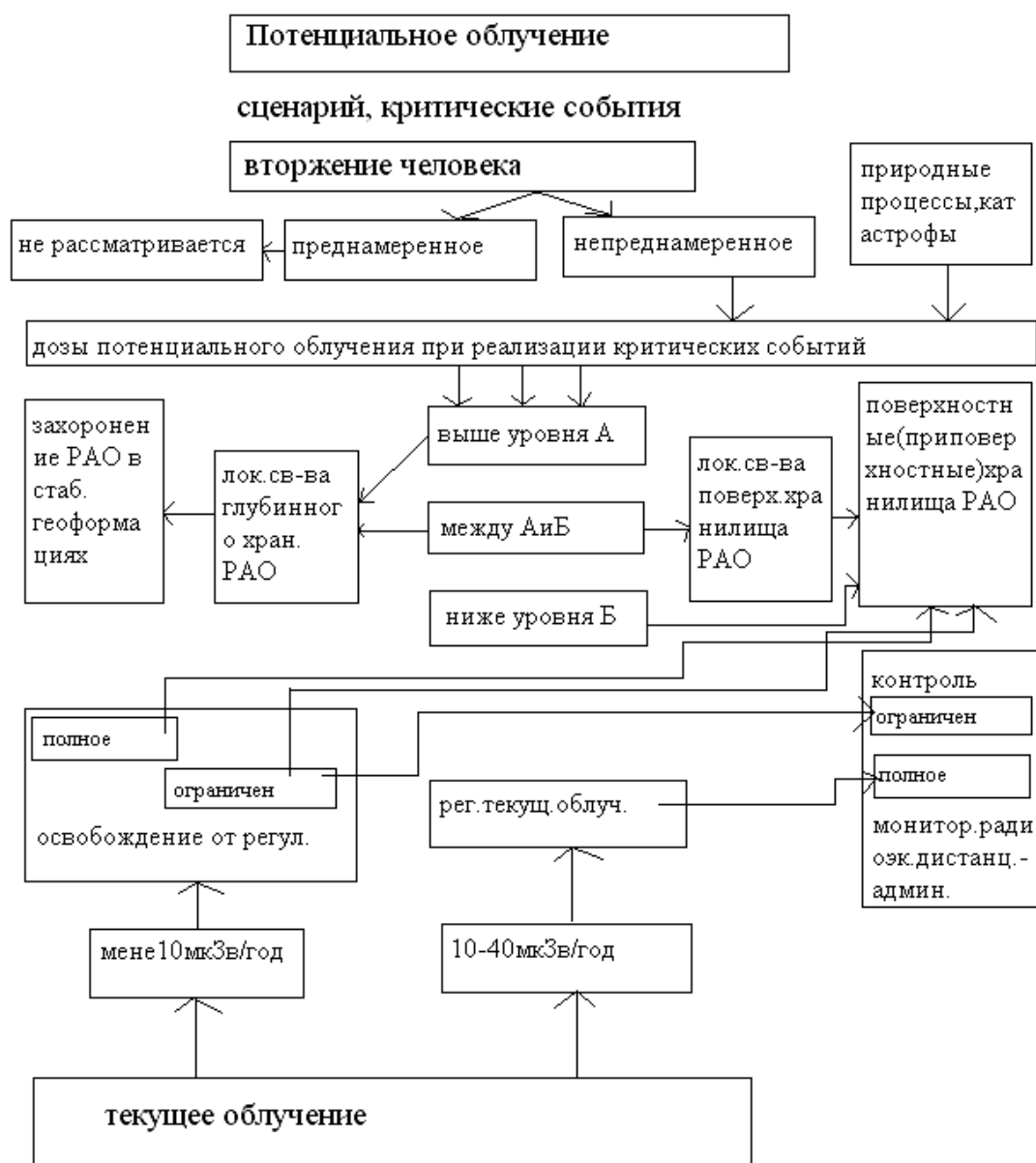


Рис. 36. Общая схема формирования решений о видах захоронения

7.2. Обеспечение радиационной безопасности при обращении с радиоактивными отходами

7.2.1 Радиационный контроль при переработке отходов

Все работы с радиоактивными отходами в соответствии с требованиями санитарных норм в зависимости от минимально значимой активности разделены на три класса. В зависимости от величины максимально значимой активности на рабочем месте (МЗА) радионуклиды подразделяются на четыре группы радиационной опасности:

- группа А – радионуклиды с минимально - значимой активностью на рабочем месте – 1 кБк;
- группа Б – радионуклиды с минимально - значимой активностью на рабочем месте – 10 кБк;
- группа В – радионуклиды с минимально - значимой активностью на рабочем месте – 100 кБк;
- группа Г – радионуклиды с минимально - значимой активностью на рабочем месте – 1000 кБк (и более).

Класс работ устанавливается в зависимости от группы радиационной опасности радионуклида и его количества (активности) на рабочем месте. Класс работ также определяет профилактические мероприятия, обеспечивающие радиационную безопасность; правильную планировку, оборудование и отделку помещений, выбор технологических режимов и рациональных систем вентиляции, сбор и удаление радиоактивных отходов, рациональную организацию рабочих мест персонала.

Классы работ при производственном контакте с радиоактивными веществами в открытом виде приведены в таблице 7.6.

Таблица 7.6 - Классы работ при производственном контакте с открытыми радиоактивными источниками.

Группа радиационной опасности радионуклидов	Минимально значимая активность (МЗА), кБк	Активность на рабочем месте кБк		
		Класс работ		
		1	2	3
А	1	10^5 и более	От 100 до 10^5	От 1 до 100
Б	10	10^6 и более	От 10^3 до 10^6	От 10 до 10^3
В	100	10^7 и более	От 10^4 до 10^7	От 100 до 10^4
Г	10^3 (и более)	10^8 и более	От 10^5 до 10^8	От 10^3 до 10^5

Примечание 1. При простых операциях с жидкостями (без упаривания, перегонки, барботаж) допускается увеличение активности на рабочем месте в 10 раз.

2. При простых операциях по получению и расфасовке порции короткоживущих радионуклидов медицинского назначения из генераторов, имеющих нормативно-техническую и эксплуатационную документацию, допускается

увеличение активности на рабочем месте в 20 раз. Класс работ определяется по максимально одновременно вымываемой активности дочернего радионуклида

3. При хранении открытых источников допускается увеличение активности в 100 раз.

Технологические установки по переработке радиоактивных отходов, производственные помещения и лаборатории имеют санитарные паспорта, где органами саннадзора дается право на проведение работ определяемой классности с указанием максимальной активности для одновременного хранения.

К помещениям для работ первого класса относятся помещения установок сжигания, битумирования, прессования, отделения горячих «камер». Помещения, где выполняются работы первого класса разделяются по степени возможного радиоактивного загрязнения на три зоны.

Первая зона – камеры, боксы и другие герметичные устройства, необслуживаемые помещения, где размещаются технологическое оборудование, коммуникации, являющиеся основными источниками радиоактивного загрязнения;

Вторая зона – периодически обслуживаемые ремонтно-транспортные помещения для проведения ремонта оборудования и других работ, связанных со вскрытием технологического оборудования, узлы перегрузки и выгрузки радиоактивных материалов, временного хранения и удаления отходов;

Третья зона – помещения, предназначенные для постоянного пребывания персонала, операторские, пульта управления и др. Для исключения возможности выноса радиоактивных загрязнений из помещений второй в помещения третьей зоны, между ними оборудованы санитарные шлюзы.

К помещениям работ для второго класса отнесены радиохимические лаборатории, лаборатория анализов технологических аэрозольных выбросов, лаборатория радиационной физики и химии.

Главное предназначение лаборатории – проведение анализов радиоактивных отходов, поступающих на переработку, контроль соблюдения технологических режимов систем обращения с РАО, анализ вторичных радиоактивных отходов, возникающих при переработке исходных отходов.

Работы третьего класса проводятся в мастерских по ремонту технологического оборудования, приборов автоматического контроля, которые были в контакте с радиоактивными веществами и поступили на ремонт после предварительной дезактивации. К помещениям этого класса также относятся грязная зона санпропускников, включающая гардероб спецодежды, кладовую грязной одежды, пункт дозиметрического контроля.

Переработка радиоактивных отходов ведется по технологическим картам, в которых ограничена объемная активность отходов, подлежащих безопасной переработки, определен комплекс радиационного контроля с указанием контрольных уровней для них, объема и частоты контроля.

В процессе переработки отходов существуют следующие виды контроля:

- контроль мощности дозы гамма излучения узлов и аппаратов;

- измерение степени загрязнения радионуклидами наружных поверхностей технологического оборудования, полов и стен производственных помещений, спецодежды, обуви, кожных покровов.

- измерение концентрации радионуклидов в воздушной среде производственных помещений, в системе газоочистительных установок и в сбросном воздухе вентиляционной трубы;

- измерение концентрации радионуклидов в технологических средах (водах);

- индивидуальный дозиметрический контроль.

Обеспечение радиационной безопасности при гамма-излучении достигается комплексом инженерно-технических, санитарно-гигиенических и организационных мероприятий, перечень которых зависит от активности излучателя, используемых радионуклидов и технологий.

В соответствии с требованиями радиационной безопасности во всех помещениях с размещенным в них оборудованием установлены контрольные уровни мощности доз гамма-излучения, которые контролируются санитарной системой радиационного контроля, у которой датчики и блоки звуковой и звуковой сигнализации приборов постоянно установлены в точках, где проводятся измерения, а измерительные блоки – на центральном дозиметрическом пульте. В качестве пороговых значений срабатывание сигнализации берутся определенные для каждого помещения контрольные уровни мощности дозы.

При проведении работ с открытыми радиоактивными веществами возможно попадание их на руки персонала, спецодежду, инструмент, лабораторное и технологическое оборудование, мебель, а также полов и стен рабочих помещений. Часть радиоактивных веществ при переработке может попасть в воздушную среду, а затем на рабочие поверхности.

С загрязнением рук и одежды радиоактивные вещества могут проникнуть внутрь организма. Степень загрязненности рук, спецодежды и т.п. контролируются стационарной и переносной аппаратурой радиационного контроля.

Для контроля радиационной загрязненности рабочих поверхностей, в том числе и производственных помещений наносят на специальные картограммы, на которых показаны контрольные точки. Каждую точку в соответствии с технологическим регламентом периодически проверяют на загрязнение.

Все виды работ с открытыми радиоактивными веществами потенциально опасны, особенно с точки зрения образования радиоактивных аэрозолей.

Степень загрязненности воздуха зависит от класса работ и характера производственных операций. Наиболее опасными являются технологические процессы переработки РАО при высоких температурах (сжигание, битумирование, остекловывание, получение металлокерамических материалов). Для контроля загрязнения воздушной среды и оценки возможного внутреннего облучения персонала отбирают пробы аэрозолей. Место отбора, частота и объем проб зависит от цикличности технологических процессов лабораторных работ и концентрации радионуклидов в воздушной среде. Пробы отбирают в зоне дыхания работающего персонала, на участках, наиболее характерных для постоянного

пребывания персонала. Измерение альфа и бета активных проб проводят в лабораториях с использованием аппаратуры радиационного контроля и соответствующими детекторами. Кроме того все производственные помещения контролируются автоматизированными системами радиационного и дозиметрического контроля.

7.2.2 Организация радиационного контроля при обращении с РАО

На предприятиях и учреждениях осуществляющих деятельность, связанную с обращением с РАО, должен проводиться систематический радиационный контроль. Радиационный контроль осуществляется штатной службой радиационной безопасности. Положение о службе радиационной безопасности утверждается администрацией учреждения и согласовывается с местными органами ядерного регулирования и госсаннадзора. В своей работе служба радиационной безопасности руководствуется законодательными и нормативными документами.

Практическая деятельность службы радиационной безопасности при обращении с РАО подпадает под следующие две группы радиационно-гигиенических регламентированных величин:

а) Регламенты (радиационно-гигиенические регламентные величины) для контроля за практической деятельностью, целью которых является поддержание облучения персонала и населения на приемлемой для индивидуума и общества уровне. В эту группу входят:

- пределы доз;
- производственные уровни (допустимые, контрольные).

б) Регламенты, определяющие величину предотвращаемой в следствии вмешательства дозы. Облучение населения в условиях радиационной аварии, в группу входят:

- уровни вмешательства;
- уровни действия.

Служба радиационной безопасности обязана систематически контролировать выполнение требований: НРБ-99/2009, Р ОНАО СевРАО-08, СПОРО-2002, ОСПОРБ-99/2010 и др., обеспечить работоспособность системы радиационного контроля, включающую организацию и проведение контроля за радиационной обстановкой на территории и за ее пределами на всех участках и этапах обращения с РАО.

В зависимости от характера производимых работ на участках обращения с РАО в «грязной» зоне устанавливается следующая номенклатура параметров радиационного контроля:

- мощность дозы гамма-излучения;
- мощность потока бета-частиц;
- мощность дозы нейтронного излучения или плотность потока нейтронов;
- объемная активность газов, аэрозолей воздуха производственных помещений и атмосферного воздуха;
- объемная активность газов и аэрозолей в выбросах в атмосферу;
- плотность радиоактивных выпадений из атмосферы;
- объемная активность сточных вод;

- удельная альфа-, бета-активность и мощность дозы гамма и нейтронного излучения от поверхности твердых и отвержденных отходов или поверхности установок в зависимости от характера отходов;

- нуклидный состав радиоактивных примесей в газах и аэрозолях атмосферного воздуха, газах и аэрозолях в выбросах в атмосферу, сточных водах, выпадениях из атмосферы, почве, грунтах, поверхностных и грунтовых водах.

- загрязнение альфа-, бета- активными веществами поверхностей производственных помещений, оборудования, оснастки, транспортных средств, территории, дорог;

- загрязнение альфа-, бета- активными веществами средств индивидуальной защиты, кожных покровов и личной одежды персонала;

- индивидуальная доза внешнего облучения;

-- содержание радиоактивных веществ в организме человека из состава персонала.

В санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения устанавливается следующая номенклатура параметров радиационного контроля:

- мощность дозы гамма-излучения;

- доза бета-, гамма излучения;

- объемная активность аэрозолей атмосферного воздуха, подземных вод и вод открытого водного объекта;

- плотность радиоактивных выпадений из атмосферы;

- нуклидный состав радиоактивных веществ в аэрозолях атмосферного воздуха, водах открытого водного объекта, подземных водах, выпадениям из атмосферы, почве, растительности и кормах местного производства, продуктов питания местного производства.

В помещениях «грязной» зоны предприятия по обращения с РАО, где мощность дозы может изменяться в широких пределах, должны устанавливаться стационарные автоматизированные системы радиационного контроля, с автоматическими звуковыми и световыми сигнализирующими устройствами.

Контроль газообразных выбросов должен позволять оценивать суммарную активность выбросов в атмосферу.

Радиационный контроль сточных вод должен давать информацию о поступлении радиоактивности в окружающую среду. Каждый сброс очищенных сточных вод должен быть под контролем и оформляться соответствующим актом.

Контроль помещений «грязной» зоны, технологического оборудования, оснастки, транспортных средств осуществляется переносными приборами и методом снятия мазков.

В саншлюзах должен осуществляться контроль загрязнений дополнительных средств индивидуальной защиты.

Контроль загрязнений радиоактивными веществами спецодежды, обуви и кожных покровов проводится стационарными и переносными приборами, установленными в санпропускниках.

Присутствие персонала в «грязной» зоне без индивидуальных средств дозиметрического контроля не допускается.

При выполнении радиационно-опасных работ или при ликвидации аварийных ситуаций, когда измеряемая доза потенциально может превысить диапазон используемых дозиметров, персонал обеспечивается дополнительными прямопоказывающими дозиметрами. В отдельных случаях могут применяться пороговые дозиметры-сигнализаторы.

Учет индивидуальных доз облучения персонала регистрируются по форме соответствующей требованиям нормативных документов.

Пункты радиационного контроля в санитарно-защитной зоне наблюдения устанавливаются относительно промплощадки в 4-х направлениях: по направлению господствующих ветров, противоположном и перпендикулярных направлениях.

Таким образом, основной целью радиационного контроля является обеспечение защиты от вредоносного воздействия ионизирующих излучений отдельных индивидуумов, их потомства и человечества в целом и в тоже время создание соответствующих условий для необходимой практической деятельности человека, во время которой возможно воздействие ионизирующих излучений.

Кроме того, система радиационного контроля предприятия решающая вопросы обращения с РАО, должна выполнять другое требование – снижение доз облучения на возможно низкий уровень, какой только достигим с учетом экологических и социальных факторов.

Параметры, на основании которых можно судить о возможности снижения доз облучения следующие:

- индивидуальные и коллективные дозы, финансовые затраты, социальные аспекты, трудности, встречающиеся при выполнении защитных мероприятий;
- снижение уровня облучения до регламентирующих пределов достигается на основе комплекса санитарно-гигиенических, технических и проектных мероприятий;
- создание эффективной системы радиационного контроля, которая позволяет судить об изменении различных параметров радиационной обстановки, а на его основании – об уровнях облучения персонала, населения и радиационной загрязненности окружающей среды.

Необходимо отметить, что пределы индивидуальной дозы представляют собой наиболее низкую границу в диапазоне рисков, которые считаются неприемлемыми и используются при оценке общего облучения и при всех видах деятельности от всех источников радиационного воздействия, за исключением медицинских процедур и естественного радиационного фона.

Так как предел дозы применяется для комбинированного облучения от многих источников то его можно использовать для ограничения дозы облучения индивидуума только в том случае, если облучение данной критической группы от всех других рассматриваемых источников незначительно.

Нельзя допускать облучение от одного источника на уровне предела дозы в обычных условиях работы в течение длительного времени, так как тогда бы не

осталось никакого запаса для других видов облучения данной критической группы.

Критическая группа (персонала или населения) должна представлять тех лиц, которые по прогнозам могут получать наивысшую эквивалентную дозу и быть сравнительно однородной относительно условий работы (персонала), места проживания, привычек и метаболических характеристик (население).

При определении величины риска R , при воздействии ионизирующих излучений, необходимо учитывать облучение, связанной с нормальными условиями эксплуатации и вероятностное облучение, связанное с возможными аварийными случаями переоблучения. R оценивается по формуле

$$R = P(D) \cdot P(\Delta_f/D), \quad (14)$$

где $P(D)$ – вероятность событий или других изменений среды, создающих дозу от D до $d \cdot D$ для индивидуума, представляющего критическую группу; $P(\Delta_f/D)$ – вероятность серьезного нарушения здоровья у данного индивидуума или его потомков от полученной дозы D .

Общая доза на критическую группу складывается из доз, получаемых за счет технологического процесса (сбора, транспортировки, переработки, удаления радиоактивных отходов), миграции радионуклидов во внешнюю среду и других источников, имеющих в данной местности, и прочих региональных глобальных источников.

Для учета всех вкладов в дозу от имеющихся источников и определение границы для непредвиденных случаев МКРЗ рекомендуют органам надзора отбирать установленную часть дозовых пределов в качестве верхней границы для каждого источника облучения, чтобы облучение индивидуумов осталось ниже соответствующего предела дозы.

Использование системы ограничения по годовому индивидуальному риску требует оценки вероятности облучения при разных уровнях годовой дозы или выше таких уровней. При выполнении такой оценки важно, чтобы проводилось различие между вероятностью облучения и вероятностью аварийных ситуаций, которые могут приводить к повышенному облучению.

Для описания вероятности возникновения аварии используют данные о вероятности их возникновения в течении какого-то определенного времени (обычно года). Для некоторых событий вероятность возникновения за определенный промежуток времени будет постоянный или незначительно изменяться во времени. В этом случае вероятность распределения оценивается по закону Пуассона. Для других событий (естественных и вызванных вмешательством человека) вероятность их возникновения моделируется более сложной зависимостью.

На основании анализа радиационной обстановки на рабочих местах и условий профессиональной деятельности работников занятые решением вопросов обращения с РАО служба радиационной безопасности предприятия, по согласованию с местными органами Госсаннадзора, устанавливает оптимальный объем радиационного контроля, необходимый для получения достаточной ин-

формации об уровнях радиационного воздействия на персонал, о состоянии радиационной обстановки в учреждении, о состоянии окружающей среды.

7.2.3 Радиационный контроль окружающей среды при обращении с РАО

Радионуклиды в процессе обращения с радиоактивными отходами могут попадать в биосферу, что повышает их содержание в различных объектах окружающей среды или вызывает изменение их качественного состояния, неблагоприятно воздействующее на протекание в природе жизненных процессов. В связи с этим необходимо проводить систематический контроль радиационной обстановки в рамках размещения и деятельности предприятий по обращению с РАО.

Объектами контроля окружающей среды являются: атмосферные осадки, воздух, вода, флора, фауна, пищевые продукты, наряду с проведением исследований по определению уровня загрязнения объектов окружающей среды радиоактивными веществами, измерениями дозы проникающего ионизирующего излучения на местности, обусловленной радиоактивными выпадениями и поверхностным загрязнением, а также определением дозы, получаемой человеком, проводится сбор материалов, позволяющих выявить особенности и оценить значимость влияния различных факторов на процессы миграции радионуклидов из атмосферы, почвы, водоемов в биологические объекты и накопление их в организме человека.

Загрязнение окружающей среды радионуклидами при централизованном обезвреживании отходов носят локальный характер, что определяет систему организации сети контрольных пунктов.

Наряду с радиационным контролем во всех случаях, когда существует опасность загрязнения объектов окружающей среды радиоактивными веществами, необходимо собирать и постоянно обновлять сведения, характеризующие особенности данной местности и проживающего населения.

Сюда входят данные о природных условиях (топографические, геолого-географические, почвенно-климатические и др.), об экономике района, численности, состава населения и санитарных условий его жизни.

При допустимости потенциального и долговременного фактора загрязнения окружающей среды радионуклидами относительно малой концентрации решающее значение приобретают высокая точность определения концентрации радионуклидов и достаточно большое число проб, позволяющие исключить случайный или локальный характер загрязнений и обеспечить статистическую достоверность полученных результатов. Независимо от вида объекта и характера контролируемой среды отбираемые пробы должны быть представительными, т.е. в полной мере отражать свойства среды и момент отбора. Соблюдение указанного требования обеспечивается оптимальным выбором пунктов и методов отбора проб.

Частота отбора проб должна быть представительной для получения сведений о динамике уровней загрязнения изучаемых объектов во времени. Она решается в зависимости от поставленной задачи и конкретных условий.

Контроль над содержанием радионуклидов в атмосферных осадках в районах предприятий занимающихся переработкой РАО, применяют седиментационными и аспирационными методами исследований с использованием радиохимических методик анализа и радиометрических измерений.

Пункты сбора атмосферных осадков имеют постоянное расположение на местности.

Пункты, расположенные в зоне строго режима, предназначены для контроля возможных локальных выпадений, связанных с технологическими процессами по захоронению радиоактивных отходов.

В санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения пункты размещены с учетом направления и скорости господствующих ветров в месте расположения предприятия.

Контроль над радиоактивностью почвы и растительного покрова осуществляется путем отбора пробы почвы и растительности в пунктах дозиметрического контроля, топография которых указывается на специальных картах. Принцип места расположения этих пунктов такой же, как и при выборе пунктов контроля атмосферных осадков. Периодичность отбора проб 2 раза в год. Отбор и приготовление проб проводят по стандартным методикам. Радиометрические измерения проводят на малофоновых установках. Образцы почвы и растений с повышенной активностью исследуются на содержание отдельных радионуклидов.

При контроле за радиоактивностью вод открытых водоемов и поверхностных вод учитывают, что открытые водоемы принимают на свою поверхность не только выпадения непосредственно из атмосферы, но и попавшие на поверхность почвы в бассейне питания радионуклиды, поступающие с ливневыми и талыми водами.

Пробы отбирают 2 раза в год – весной и осенью в период паводка в одних и тех же пунктах наблюдения, число и расположение которых определяется гидрографической сетью и рельефом местности.

Пробы воды анализируют на суммарную альфа- и бета-активность, а также на содержание наиболее радиотоксичных нуклидов.

Таким образом, основными мероприятиями по охране окружающей среды при обращении с РАО являются:

- наблюдательная сеть за режимом грунтовых вод;
- создание и функционирование радиометрических наблюдательных каротажных скважин;
- создание и функционирование точек радиационного контроля.

7.3. Обеспечение радиационной безопасности в период эксплуатации (заполнения) хранилищ

7.3.1 Безопасность технологических процессов

Все технологические операции по обращению с РАО (сбор, транспортировка, приемка на переработку, переработка, временное хранение и захоронение), осуществляется под контролем службы радиационной безопасности (РБ),

основной задачей которой является постоянный радиационный контроль и защита работающего персонала от радиационного воздействия ИИИ.

При проведении работ по обращению с РАО необходимо осуществлять постоянный контроль радиационной обстановки, который обеспечивает получение информации о состоянии радиационных условий и о дозе облучения персонала.

Основными параметрами радиационного контроля на всех этапах обращения с РАО является:

- мощность экспозиционной дозы гамма-излучения;
- мощность потока бета-частиц;
- объемная активность газов, аэрозолей в атмосферных выбросах;
- мощность экспозиционной дозы за счет радиоактивных выбросов в атмосферу;
- объемная активность сточных вод, подземных вод и открытых водных объектов;
- радиоактивное загрязнение средств индивидуальной защиты, кожного покрова и личной одежды персонала;
- индивидуальная доза внешнего облучения;
- содержание радионуклидов в организме человека.

Для защиты персонала от радиационного воздействия используют: защиту расстоянием, защиту временем, коллективные и индивидуальные средства защиты.

При оценке вероятности миграции радионуклидов при захоронении РАО учитывают следующие условия. Основным носителем, который может привести к проникновению радионуклидов в окружающую среду из поверхностных хранилищ в режиме «захоронение», является атмосферная вода.

При анализе безопасности захоронения РАО необходимо учитывать вероятность постепенного выхода радионуклидов через инженерные барьеры в окружающую среду. Вероятность выхода загрязнения диффузно-конвективных процессов миграции радионуклидов через увлажненные экраны, которые образуются за счет атмосферных осадков, при нарушении внешних экранов, в процессе эксплуатации хранилищ.

Вариант делокализации радионуклидов является наиболее консервативным, так как инфильтрационные осадки являются маловодными носителями радионуклидов, поэтому в паровой влаге РАО и материалах экранов, как правило, создается наибольшая концентрация радионуклидов.

Наиболее эффективно препятствуют выносу водой радионуклидов в биосферу контейнер, конструктивные элементы хранилищ, сорбционный защитный слой и зона аэрации.

7.3.2 Оценка воздействия выбросов в атмосферу радионуклидов в процессе переработки РАО

В процессе переработки РАО применяются технологии, сопровождающиеся выбросами в атмосферу, содержащими вредные химические компоненты. Из них наиболее опасными являются: HCl, HF, SO₂, SO₃, тяжелые металлы, радионуклиды, зола.

Удаление вредных примесей из дымовых газов производится поэтапной обработкой:

- удаляется зола;
- дымовые газы пропускаются через скруббер с очищающим раствором и фильтры;
- отработанные очищающий раствор используют для кондиционирования в процессе цементирования, если содержание растворимых солей не превышает 10 - 15 % веса раствора.
- входящий в атмосферу газ очищается от вредных примесей системой высокоэффективных фильтров (типа ФПП, ФПА, ФАРТРОС и др.);
- зола, полученная при сжигании, собирается в емкости и нагревается на дальнейшую переработку (цементирование, битумирование, получение стеклообразных и керамических материалов и т.п.).

При очистке выбросов образующихся при сжигании РАО предусматривается очистка от радионуклидных аэрозолей. С этой целью используются фильтры тонкой очистки, которые не регенерируются, а захораниваются как радиоактивные аэрозоли. В этом случае выбросы практически полностью очищаются от пыли и горячих частиц.

7.3.3 Компьютерный метод оценки риска и последствий аварий

При создании эффективной системы изоляции РАО, которая обладает достаточно высокой степенью защищенности от разных аварийных ситуаций, возникает задача создания компьютерных систем, которые должны решать следующие задачи:

- оценку дозы облучения, которую получит обслуживающий персонал при транспортировке, выгрузке, хранении и захоронении радиоактивных отходов;
- оценка риска транспортных аварий при перевозке РАО к местам их захоронения;
- анализ последствий этих аварий для окружающей среды и населения;
- расчет коллективных доз, получаемых персоналом, участвующим в ликвидации последствий загрязнения окружающей среды;
- расчет риска возникновения чрезвычайных ситуаций на пунктах (участках) обращения с РАО: падение летательных аппаратов, пожары и взрывы, механическое разрушение спецканализации, механическое разрушение системы очистки выбросов на установке сжигания РАО и др.

Институтом кибернетики НАНУ и НТЦ КОРО (собственника программного обеспечения) разработаны математические модели для создания алгоритмов и программ определения оценки риска, расчета ущерба и оценки последствий от аварии при обращении с РАО. Программное обеспечение оценки риска и последствий аварии разработано в соответствии со стандартами системы Windows. В них учтены сценарии по оценке риска и последствий катастроф:

- при авиационных, железнодорожных, автомобильных авариях и авариях на предприятиях по обращению с РАО.

Разработанные программы, при введении соответствующего сценария аварии или катастрофы позволяют определить тяжесть аварии:

- при аварии без разгерметизации контейнеров с РАО;
- аварии с попаданием РАО в окружающую среду;
- аварии с пожарами и взрывами.

7.4. Оценка влияния хранилища РАО на население и окружающую среду в после эксплуатационный период

7.4.1 Состав работ по консервации хранилища

В процессе проектирования хранилища в проекте предусматривается его консервация с оценкой безопасности захоронения РАО на после эксплуатационном периоде его жизненного цикла. В качестве нормативных документов разрабатываются:

- регламент и технические требования к консервации;
- долгосрочный прогноз развития природных процессов;
- обоснование объемов и сроков последующего мониторинга;
- программа (план) ликвидации чрезвычайных (запроектных) аварий.

Консервация хранилища предусматривает выполнение требований безопасности захоронения после завершения эксплуатации (заполнения) хранилища и включает проведение работ:

- по дополнительной изоляции РАО;
- дезактивации, демонтажу, переоборудованию или консервации зданий и сооружений хранилища, применявшихся машин и механизмов;
- реализация мероприятий по предотвращению доступа к отходам (установка ограждения, запрещающих знаков и т.п.);
- благоустройству территории;
- последующему мониторингу.

При составлении проекта консервации хранилища РАО проводится анализ технического воздействия и нарушений природной среды при строительстве и эксплуатации объекта и рассматривается возможность устранения их негативного воздействия, в основном, при закрытии (консервации) хранилища. Пример варианта анализа приведен в табл. 7.7.

Таблица 7.7 - Оценка безопасности захоронения РАО на этапе консервации (вариант)

Этап жизненного цикла хранилища	Исходные данные для оценки безопасности	Состав работ	Результат
Консервация хранилища	Результаты геолого-разведочных и научно-исследовательских работ, данные оперативного контроля и эксплуатации хранилища, проект сооружения хранилища (раздел/глава «Консервация хранилища»)	Анализ безопасности при консервации хранилища	Регламент и технические требования к консервации, долгосрочный прогноз развития процессов, обоснование объемов и сроков последующего контроля

На основе анализа негативных результатов технического воздействия и нарушения среды при эксплуатации и строительстве хранилища РАО составляет перечень работ по устранению результатов нарушений, табл. 7.8.

Таблица 7.8 - Состав работ по устранению негативных результатов техногенного воздействия и нарушения среды при строительстве и эксплуатации хранилищ РАО

Объект воздействия	Негативный результат	Возможность устранения негативного воздействия	
		Частичная (в процессе проектирования, строительства и эксплуатации хранилища)	Полная (в процессе закрытия/консервирования хранилища)
1	2	3	4
Строительство и эксплуатация			
Почва	Изъятие сельскохозяйственных и отторжение природных площадок. Удаление биологически активной массы растительного слоя	Использование снятого растительного слоя и грунта при консервации и на облагораживание других площадей	Восстановление растительного слоя после полной консервации хранилища
Природные водные источники	Изменение рельефа, режима природных источников и водостоков, возможность подтопления и заболачивания территории. изменение путей движения водостоков	Устройство инженерных водопускных сооружений, минимально изменяющих режимов водных источников	Восстановление естественных путей движения или состояния водных источников
Грунтовые и подземные воды	Загрязнение грунтовых вод производственными загрязняющими веществами при строительных работах на площадке		
	Опасность загрязнения подземных вод при бурении скважин и гидрогеологических испытаниях	Установка ограждающих обсадных колонн в пределах зоны приповерхностного водоёма. Применение химически чистых испытательных жидкостей при гидравлических испытаниях	
Поверхность площадки	Накопление производственных отходов	Складирование бытовых отходов, их утилизация, обезвреживание до медицинских приемлемых нормативов или вывод в установленные пункты сбора	Устройства бытовой и технической канализации в соответствии с проектом, сбор, утилизация и обезвреживание отходов в соответствии с проектом

Продолжение табл. 7.8

1	2	3	4
	Загрязнение площадки в процессе работы	Устройство временного защитного покрытия	Очистка площадки от загрязняющих веществ, снятие защитных покрытий. Восстановление почвенного слоя и растительной среды
	Складирование технологического и загрязненного оборудования	Отмыв, дезактивация или захоронение загрязненного оборудования. Сбор, переработка, отверждение и захоронение жидких отходов.	
	Пыление отходов и складов инертных материалов	Применение пленочных покрытий, навесов. Использование закрытых транспортных средств. Орошение транспортных путей. Дезактивация транспортных средств при выезде с площадки	
Флора	Уничтожение	Улучшение растительности сопредельных территорий на комплексной основе	После консервации хранилища восстановление растительной среды
Фауна	Уничтожение на временно отторгаемой территории или вытеснение на сопредельные площади	Создание на определенных территориях условий для эквивалентного развития	После консервации хранилища создание условий для восстановления жизни живых организмов
Послеэксплуатационный период			
В этот период активное воздействие хранилища на окружающую среду практически исключается			
Поверхность площадки		Производится очистка технологического слоя грунта от загрязняющих веществ при необходимости дезактивируется	
		Все загрязняющие вещества собираются в твердую форму и выводятся для захоронения	
		На площадке остаются объекты для проведения мониторинга	
		Вся остальная территория покрывается природным слоем, восстанавливаются насаждения, травяной покров	
		В предусмотренных проектом зонах устанавливаются знаки, запрещающие деятельность в надзорах, ограничивающие ту или иную хозяйственную деятельность	

7.4.2 Обеспечение радиационной безопасности при перезахоронении РАО

Анализ современного состояния хранилищ РАО, сооруженных без учета местных геологических и гидрометеорологических условий, а также прогноза их дальнейшей эксплуатации показывают, что они в аварийном или в недалеком будущем перейдут в аварийное состояние, что создает угрозу загрязнения грунтовых вод и требуют неотложных мероприятий по приведению их в безопасное состояние. Основным направлением работ при этом должно быть предупреждение распространения радионуклидов в природные объекты. Для технического решения этой задачи возможны два направления:

1-направление – приведение хранилищ в безопасное состояние на месте его расположения посредством комплекса технических мероприятий

2 направление – перезахоронение РАО в другие хранилища, обеспечивающие безопасное хранение.

При проведении реэвакуационных мероприятий по перезахоронению РАО возникнут вопросы по обеспечению радиационной безопасности персонала и окружающей среды.

Основными мероприятиями радиационной защиты персонала при работах по перезахоронению РАО являются:

- защита временем (снижение времени пребывания персонала в радиационно-опасных зонах);

- пылеподавление на площадке и подъездных путях;

- защита экранами (оборудование рабочих мест защитными экранами);

- применение средств индивидуальной защиты (спецодежда, спецобувь, средства защиты органов дыхания, дополнительные защитные спецприспособления);

- дезактивация и санитарная обработка персонала (организация санитарных пропусков и шлюзов), выполнение требований инструкции и правил по предупреждению загрязнения радиоактивными веществами спецодежды, рук, тела, утвержденных администрацией и службой РБ;

- дезактивация оборудования, транспорта и средств индивидуальной защиты (применение поверхностно-активных и комплексообразующих соединений кислот и окислителей для снижения уровней загрязнения до значений не превышающих допустимых величин, обработка в спецпрачечных спецодежды, пленочных средств защиты, спецобуви и т.п.);

- радиационный и медицинский контроль (обеспечение радиационно-технологического контроля персонала и окружающей среды на всех стадиях перезахоронения РАО).

Учитывая сложность проведения подобных работ, отсутствие апробированных технологий и международного опыта по перезахоронению РАО, целесообразно предусмотреть максимум мероприятий, позволяющих эффективно и систематически проводить радиационный контроль и оперативно получать информацию о радиационной обстановке на объекте.

Основными радиационными параметрами должны быть:

- мощность дозы гамма излучения и плотность потока бета-частиц;
- радиоактивное загрязнение воздуха (по аэрозолям и газам);
- содержание радионуклидов в воде (соответствие со значениями ПДК);
- радиоактивность захороненных РАО;
- загрязнение грунтов, растительности и воды.

Полный объем радиационного контроля при проведении работ по перезахоронению РАО позволит обеспечить радиационно-безопасные условия труда персонала и не допустить негативного влияния радиационных факторов на объекты окружающей среды.

8. ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ И ПРОБЛЕМЫ ЭКОЛОГИИ

8.1. Экологические принципы обращения с РАО

Проблема обеспечения экологической безопасности при обращении с РАО осознается во всем мире.

Поиски решения этой проблемы сосредоточены на технических методах изоляции и «вечном захоронении», в которых рассматриваются технологии отправки в космос, глубины океана и глубокие геологические формации, до отверждения создания многобарьерной защиты и сложных дорогих долговременных приповерхностных хранилищ. При использовании подобных технологий экологические требования не могут быть обеспечены экологическими возможностями, поэтому необходима смена концептуальных принципов обращения с РАО на всех стадиях, начиная с момента их образования.

Решение проблемы обеспечения безопасности при обращении с РАО возможно при смене технократического мышления на экологическое обеспечение. Это означает, что ядерные технологии XXI века должны быть максимально безопасными.

С этой целью необходимо разрабатывать технологии, позволяющие резко сократить объемы РАО, например, безводная переработка облученного топлива и его рециклирование, глубокая очистка от радионуклидов и утилизация теплоносителя на этапе снятия с эксплуатации АЭС. Возможно также резкое сокращение объемов РАО в технологиях производства радионуклидных препаратов.

8.2. Современные проблемы обращения с РАО

В настоящее время в результате эксплуатации АЭС и предприятий ЯТЦ накопилось огромное количество РАО, к ним ежегодно добавляются значительное количество РАО, суммарной активностью до 10^{13} Бк.

Кроме того, в настоящее десятилетие при закрытии устаревших производств, вывода из эксплуатации энергоблоков объемы РАО значительно возрастут. Этот фактор создает проблему обеспечения экологической безопасности при обращении с огромными объемами радиоактивных отходов.

Стоимость переработки и захоронения 1 м³ жидких РАО составляет от 1 до 10 тыс. долларов США. Это означает необходимость ежегодных затрат на обращение с образующимися РАО эквивалентное стоимости нескольких АЭС.

Даже использование прогрессивных технологий путем изоляции РАО потребуют многомиллиардные затраты. Отсутствие подобных средств станет результатом стремительного накопления больших объемов РАО, создавая неблагоприятную экологическую обстановку в районах расположения АЭС и предприятий ЯТЦ.

Экологический аспект проблемы еще в большей степени, чем экономический свидетельствуют о накоплении в биосфере потенциальных радиационных факторов воздействия.

В соответствии с экологическими принципами «отходы неустранимы, они могут быть только изменены по физико-химической форме или перемещены в пространстве: Поэтому современная концепция «радиационно-эквивалентного захоронения», как «окончательного» этапа обращения с РАО», противоречит тенденциям расширения сферы деятельности человека, ускорение развития общества и технологий не учитывает возможных военных конфликтов, космических, геологических, социальных и климатических изменений.

Эта концепция нарушает принцип «экологичное всегда экономично» и «захоранивается» созданные трудом ресурсы: ядерное топливо, металлы, другие химические элементы, радиоактивные источники.

Принцип «радиационно-эквивалентного захоронения» не выполним из-за накопления активности РАО в атомном комплексе. Он не обеспечивает экологическую и геологическую эквивалентность – неизменность структур биосферы и геологических формаций. Нарушается также принцип защиты будущих поколений от чрезмерного экологического бремени, так как дисконтированные потери за период «вечного» хранения многократно превысят выгоду нашего поколения.

Таким образом, концепция обращения с РАО, предполагающая их «окончательное» захоронение, не соответствует экологическим требованиям защиты биосферы.

Минимизация объемов РАО в биосфере - принципиально решаемая задача, но по современным нормативным документам и технологиям фактически происходит расширение объема окружающей среды под воздействием радиации: цементирование и битумирование с требованием равномерного перемешивания во всем объеме смеси, переработка РАО в сложных технологических комплексах с разбавлением в растворах и загрязнением оборудования, преобразования в синтетические структуры, использование многотонных контейнеров.

Особенно видна несостоятельность принятой концепции снятия с эксплуатации АЭС. Поставленная задача для атомной энергетики – создание «зеленых лужаек» на месте АЭС, никогда не ставилась перед предприятиями других отраслей промышленности.

Огромные экологические затраты на «разборку» АЭС будут направлены на мероприятия по ухудшению состояния окружающей среды, повышение ее эн-

тропии. Распространение радиоактивности в районах АЭС в окружающую среду будет происходить в процессах дезактивации, разделки оборудования, транспортировки и переработки РАО, сооружении «могильников». В процессе дезактивации и разделки оборудования на хранение (захоронение) будет поступать около 20000 м³ РАО из расчета вывода из эксплуатации одного энергоблока.

Природа подсказала надежный способ безопасной изоляции радионуклидов от биосферы на сотни миллионы лет. Исследования пятнадцати естественных ядерных реакторов в Африке, действовавших около 2 млрд. лет назад показали, что несмотря на высокую мощность реактора (~2000 - 3000 МВт), большие размеры (до 20 м), длительность их работ (тысячи лет) и высокую первичную обводненность естественных пород, за длительное время после окончания их работы (~1500 млн лет) продукты деления из реактора мигрировали на расстояние не более 2м от активной зоны.

Эти объекты фактически не проявляются на поверхности, несмотря на то, что их глубина залегания сегодня составляет 10 - 12 м, а первоначально они были обнаружены, как месторождение урановой руды.

Вокруг этих реакторов естественным путем при высокой температуре и нейтронных потоках создались защитные барьеры из пород.

Природа смогла надежно изолировать опасный радиационный объект и тем самым показала человечеству, что существует принципиальный подход к решению проблемы обращения с РАО.

Это направление, связанное с созданием специфических геохимических барьеров, может стать в изоляции РАО одним из основных.

Многобарьерная защита атомных реакторов АЭС не уступает по свойствам естественной африканской. Созданные защитные барьеры на пути распространения радионуклидов надежно предотвращают контакт РАО с окружающей средой. Поэтому АЭС после окончания срока эксплуатации надо не разрушать, а укреплять.

После удаления отработанного топлива необходима локализация с повышенным уровнем радиоактивности, возможно создание дополнительных барьеров, бетонирование отсеков станции и другие мероприятия по обеспечению безопасности.

По аналогии с природными месторождениями полезных ископаемых на месте АЭС следует планировать формирование техногенного месторождения металлов и других химических элементов для потомков.

8.3. Экологическое решения проблемы РАО

Приведенные примеры дают основание полагать, что экологическое решение проблемы РАО и снимаемых с эксплуатации ядерных энергоблоков возможно на базе концепции формирования техногенных месторождений.

Экологическое определение «отходы» - это разнообразные по физико-химическим свойствам остатки, обладающие потенциальной потребительской

ценностью, вторичные ресурсы, использование которых требует затрат для придания им потребительских свойств.

Поэтому в отличие от других видов промышленных отходов объемы РАО в тысячи раз меньше и поэтому их безопасная изоляция от биосферы вполне достижима.

Из определения РАО – это «не предназначенные для дальнейшего использования вещества в любом агрегатное состоянии с активностью выше регламентируемых правилами», следует, что если вещества могут быть использованы, то не РАО.

Отходы в технологических процессах на предприятия и АЭС, а также загрязненное радионуклидами оборудование содержат повышенные по сравнению с природным содержанием в земле концентрации химических элементов и радионуклидов, которые при наступлении ресурсного кризиса понадобятся промышленности через десятки лет, когда снижение активности позволит извлекать их простыми технологиями. Это позволяет рассматривать РАО как перспективный Сырьевой Материал Атомного Комплекса – СМАК.

Для реализации этой концепции предполагается функциональное разделение и последующее контролируемое хранение «отходов» разных технологических циклов. Разложенное по ячейкам в хранилищах, паспортизованные по радиохимическому составу, обеспеченные системами безопасности, эти «отходы» представляют «техническое» месторождение.

Потребности в ресурсных материалах в настоящее время начинают удовлетворяться из отвалов и хвостохранилищ. Мировая практика имеет положительный опыт извлечения урана из отвалов и хвостохранилищ, причем себестоимость извлечения урана из «хвостов» меньше, чем при его извлечении из природного сырья. Тысячи тонн захороненных на предприятиях ядерного комплекса РАО загрязненного или активированного оборудования уже по существующим технологиям могут переправляться с получением металла для промышленного использования. Такое направление – создание «техногенных» месторождений вместо техногенных «свалок» предлагается для любых промышленных отходов.

Реализация этого направления требует знания законов природы, а ведущую роль в решении задач принадлежит экологии и геологии.

Геология накопила огромный опыт, подтверждающий возможность долговременной изоляции техногенных отходов в геологических формациях.

Рассматривая современные РАО как потенциальные вторичные ресурсы необходимо, в технологиях их переработки минимизировать их объемы, получая, по возможности, вместо низкоактивных отходов – средне- и высокоактивные, и обеспечивая далее их безопасное контролируемое хранение.

Следует в этом случае изменить не только название: РАО на СМАК, но и изменить принципы их учета и подготовки к длительному хранению.

В соответствии с этой концепцией все нецелевые продукты ядерных технологий (РАО) должны подлежать сортировке и классификации в местах их

образования, затем паспортизация СМАК по химическому и радиохимическому составу с оценкой объемов (массы) и уровней радиоактивности.

Продукты разделенные по химическому и радиохимическому составу формируются в различные потоки с целью раздельного хранения.

В пределах экономической целесообразности следует определять нерадиоактивные материалы и концентрировать радиоактивные.

Хранение СМАК организуется в соответствии разделенным по потокам в индивидуальных ячейках (боксах, баках, отсеках, хранилищах, геологических структурах) в соответствии с химическим составом, классами ядерной, радиационной, токсикологической и пожарной опасности.

Производство источников ионизирующих излучений для различных отраслей промышленности, в основе технологий которого лежит получение радиоактивных препаратов из стартовых материалов, может служить примером возможности сокращения количества РАО за счет полной утилизации всех продуктов. Однако, при разработке технологии выделения кондиционного продукта ИИИ – не всегда оптимизируется количество соответствующих реактивов, которые в конечном результате процесса превращаются в РАО.

При разработке технологий утилизации РАО стоит задача не только выделения целевого нуклида, но и обеспечение радиационной и экологической безопасности технологии. С учетом экономических факторов следует проводить выделение сопутствующих радионуклидов для последующего их использования либо компактного складирования для возможного использования в будущем.

8.4. Охрана окружающей среды при переработке и хранении РАО

8.4.1 Радиационная обстановка при длительном хранении жидких РАО в подземных хранилищах

Оценка безопасности окончательного захоронения РАО может быть сделана на основании длительных санитарно-дозиметрических наблюдений за радиационной обстановкой внешней среды в местах хранения и захоронения РАО.

Комплекс санитарно-дозиметрических наблюдений: исследование загрязненности радионуклидами поверхностных вод, воздушной среды, растительности, грунтов и грунтовых вод.

Для изучения загрязненности поверхностных вод на территории, где производятся операции по обращению с РАО, определяются места постоянного отбора проб, учитывающие направления стока поверхностных вод.

Исследования загрязненности воздушной среды включают систематическое измерение плотности радиоактивных выпадений из приземного слоя атмосферы седиментационным методом и концентрации радиоактивных аэрозолей аспирационным методом. С этой целью в зоне строгого режима и санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения образуются пункты для отбора проб воздуха со средствами отбора проб воздуха и сбора атмосферных выпадений.

8.4.2 Радиационная обстановка при длительном хранении твердых РАО в подземных хранилищах

Загрузку хранилищ твердыми РАО осуществляют спецавтосамосвалом типа ОТ-20 над разгрузочным проемом или с помощью автокрана типа АК-5г (в случае крупногабаритных ТРО).

Наиболее опасными моментами при разгрузке отходов является возможное пылеобразование над хранилищем, в случае нарушения герметичности упаковок с отходами при ударе ее о дно емкости.

Для предотвращения выноса пыли применяют мелкодисперсное распыление воды над емкостью при загрузке ее отходами, что дает возможность снизить концентрацию аэрозолей ниже ПДК.

Для проверки надежности защиты хранилищ от проникновения в них атмосферных вод, они перед загрузкой отходами оборудуются металлическими трубами, с помощью которых исследуются возможность проникновения в них атмосферных и почвенных вод. Для осуществления контроля пробуриваются вертикальные и наклонные скважины с обвязкой из металлических труб и устройством специальных фильтров как вблизи резервуаров с отходами (3-5м), так и на значительном расстоянии от них (до 600м) в сторону наиболее вероятного направления грунтовых вод.

В процессе бурения скважины исследуется естественная радиоактивность грунтов промплощадки. Исследования в контрольных скважинах включают систематический отбор из них вод в интервале установленном регламентом (через 1-2 месяца).

При хранении РО в железобетонных резервуарах необходимо учитывать возможность самовозгорания отходов. Поэтому при захоронении твердых отходов необходимо в одном и том же отсеке чередовать укладку горючих и негорючих отходов.

8.4.3 Миграция радионуклидов в пределах промплощадки

Утечки радионуклидов из емкостей с твердыми отходами требуют необходимость исследования последствий попадания радиоактивных отходов в грунты площадки захоронения.

Поведение радионуклидов в значительной степени определяется геологическими и гидрогеологическими условиями участка захоронения составом пород, их фильтрационными свойствами, глубиной до водоносного горизонта, характером миграции элементов в толщине пород, лежащих выше водоносного горизонта.

На процесс миграции радионуклидов в породах сильно влияют их сорбционные свойства.

Распространение радиоактивного загрязнения из хранилища с отходами может происходить путем миграции с фильтрующимися атмосферными осадками, миграции в водоносном горизонте, диффузии во влажном грунте.

Величина распространения радиоактивного загрязнения из емкости с отходами можно оценить по соотношению:

$$X_y = RU_T / (1 + h) + 2W(1 + h) \cdot V(ht/\beta(1 + h)), \quad (15)$$

где X_y – точки фронта загрязнения с контрольной концентрацией радионуклида, Бк/кг; W – параметр, зависящий от относительной концентрации радионуклида; β – константа скорости сорбции (согласно справочным данным принята для площадок $0,001 \text{ сут}^{-1}$); h – распределительное отношение (величина обращения коэффиценту распределения, для площадок имеет значение $0,006$); U – принятая скорость движения воды для грунтов (для суглинков – $0,03 \text{ м/сут}$); V – фактическая скорость движения воды для конкретного грунта, м/сут.

Исследования при опытном хранении ЖРО в захоронениях глинистых грунтах показали:

- площадки захоронения обладают хорошей способностью сорбировать радионуклиды Sr и Cs;
- сорбция радионуклидов происходит в процессе инфильтрации через грунт. Однако скорость распространения радиоактивности в грунтах для жидких радиоактивных отходов достаточно высокая ($0,35 \dots 0,6 \text{ м/год}$), что создает опасность радиоактивного загрязнения нижележащих водоносных горизонтов.

8.4.4 Радиоактивность сточных вод пунктов захоронения радиоактивных отходов

Сточные воды пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) представлены, как правило, трапными водами, возникающими в результате дезактивации оборудования, производственным помещений, спецтранспорта и водами душевых и спецпрачечных.

Химический состав трапных и сточных вод спецпрачечных обусловлен, главным образом, примесями к чистой воде дезактивирующих и моющих средств таких как трилон Б, гексаметофосфат натрия, перманганат калия, щавелевая кислота, соляная и серная кислота и др. Их содержание в сточных водах меняется в широких пределах – от единиц до сотен мг/дм³.

Состав радионуклидов в трапных и сточных водах прачечных довольно ограничен и характеризуется довольно низким уровнем объемной активности.

Существует определенная вероятность образования радиоактивных сточных вод за счет контакта атмосферных осадков, поверхностных и грунтовых вод с твердыми РАО.

Подобная ситуация возникает при грубом нарушении технологии захоронения ТРО и требований санитарных правил. В этих случаях необходимо проведение комплекса мероприятий направленных на исключение или сведение к минимуму возможность переноса радионуклидов грунтовыми и поверхностными водами, учитывая, что контроль этих процессов затруднителен.

При планировании мероприятий по оперативному контролю сточных вод, устанавливаются контрольные концентрации (КК) радионуклидов в воде поверхностных водоемов, которые не должны превышать установленных санитарными нормами по отдельным радионуклидам.

Программа контроля радиоэкологии водоема составляется для каждого конкретного случая с учетом местных условий, специфики предприятия или организации, географического положения, гидрологических и метеорологических условий. При установлении контроля концентрации в воде водоемов они долж-

ны быть не более допустимы концентрации установленными санитарными нормами, так как учитывается возможность поступления радионуклидов по пищевым цепочкам и внешние излучения радионуклидов, накопившихся на местности.

С целью углубленной оценки радиационной установки вблизи предприятий по переработки и захоронению радиоактивных отходов в экологических лабораториях производят радиоэкологические излучения прилегающей флоры и фауны.

8.4.5 Оценка влияния хранилищ РАО на население и окружающую среду

В процессе проектирования хранилища планируется его консервация и оценка безопасности захоронения РАО на послеексплуатационном периоде его жизненного цикла (табл. 8.1), которые приводятся в качестве составных частей проекта:

- регламент и технические требования к консервации;
- долгосрочный прогноз развития природных процессов;
- обоснование объемов и сроков последующего мониторинга;
- программа и план ликвидации чрезвычайных (запроектных) аварий.

в программе и плане ликвидации чрезвычайных аварий дается анализ возможных аварийных ситуаций с учетом природных и техногенных факторов. Пример анализа возможных аварийных ситуаций на участках захоронения РАО приведены в табл. 8.1.

Таблица 8.1 - Анализ возможных аварийных ситуаций на площадках захоронения РАО

Аварийная ситуация	Прогноз возникновения на территории
1	2
Природные факторы	
Затопление	По условиям размещения площадки захоронения РАО затопление под воздействием природных факторов возможно (исключено). Грунтовые воды залегают преимущественно на <u>п-п'</u> м и колебания УГВ могут (не могут) привести к затоплению хранилища
Пожар	Воздействие такого фактора, как лесной пожар, может(не может) привести к возгоранию территории площадки с хранилищами РАО, имеющей растительный покров. Радиационные последствия этого фактора значительные (не значительные)
Землетрясение	Уровень максимального проектного землетрясения оценивается в <u>x</u> баллов. Основные сооружения хранилищ относятся к N категории сейсмичности (в соответствии с действующими НДТ), таким образом, их устойчивость и прочность конструкций для этих условий обеспечиваются (не обеспечиваются). Плотность и устойчивость глиняных экранов для заглубленных, т.е. приповерхностных хранилищ прогнозируются удовлетворительно (не удовлетворительно).
Ветровая эрозия, смерч	Вероятность такого события, как смерч низка или высока. Последствия этого могут быть поднятие пыли и других мелких фракций с территории в атмосферу.

Продолжение табл. 8.1

1	2
Современные геологические процессы	В пределах расположения хранилищ РАО современные геологические процессы существенного значения не имеют.
Техногенные процессы	
Ударная волна, взрыв	В районе размещения хранилищ существуют (присутствуют) производства, использующие взрывоопасные вещества, не проходят (проходят) газопроводы и другие продуктопроводы, т.е. отсутствует (присутствует) потенциальный источник ударной волны.
Техногенное затопление хранилища	В непосредственной близости от хранилища отсутствует (присутствует) водохранилище, емкости с запасами воды, водопроводы и т.д. Таким образом, техногенное затопление хранилищ исключено (возможно).
Будущее развитие инфраструктуры и ее влияние на изменение природных ресурсов	Площадки с хранилищами РАО размещены в зоне неперспективной (перспективной) для размещения новых населенных пунктов и промышленных объектов и предприятий. В регионе сельскохозяйственное производство не ведется (ведется).
Санкционированное и несанкционированное воздействие	Возможно санкционированное и несанкционированное проникновение в зону захоронения РАО и нарушение барьерной толщи и изоляции хранилища. В хранилищах хранится (не хранится) отработанное ядерное топливо (ОЯТ). Достаточно (не достаточно) обычной системы физ.защиты)

Консервация хранилищ предусматривает выполнение требований безопасности захоронения после завершения эксплуатации (заполнения) хранилища и включает проведение работ:

- по дополнительной изоляции РАО;
- дезактивации, демонтажу, переоборудованию или консервации зданий и сооружения хранилищ, применявшихся машин и механизмов;
- реализации мероприятий по предотвращению доступа к отходам (установка ограждения, запрещающих знаков и т.п.);
- благоустройству территории;
- последующему мониторингу.

Таблица 8.2 - Оценка безопасности захоронения РАО на этапе консервации

Этап жизненного цикла	Исходные данные для оценки безопасности	Состав работ	Результат
Консервация хранилища	Результаты геолого-разведочных и научно-исследовательских работ, данные оперативного контроля и эксплуатации хранилища. Проект сооружения хранилища (раздел/глава консервации хранилища)	Анализ безопасности при консервации хранилища	Регламент и технические требования к консервации, долгосрочный прогноз развития процессов, обоснование объемов и сроков контроля

При составлении проекта консервации хранилища РАО проводится анализ техногенного воздействия и нарушения природной среды, при строительстве и эксплуатации объекта и рассматривается возможность устранения их негативных результатов, в основном, при закрытии/консервации хранилища. Типовой пример такого анализа приведен в табл. 8.3.

Таблица 8.3 - Состав работ по устранению негативных результатов техногенного воздействия и нарушения среды при строительстве и эксплуатации хранилищ РАО

Объект воздействия	Негативный результат	Возможность устранения негативного воздействия	
		Частичная (в процессах проектирования, строительства и эксплуатации хранилища)	Полная (в процессе закрытия/консервации)
1	2	3	4
Строительство и эксплуатация			
Почва	Изъятие сельскохозяйственных и отторжение природных площадок и угодий. Удаление биологически активной массы растительного слоя на местности	Использование снятого растительного слоя и грунта при консервации и на облагораживание других площадей	Восстановление растительного слоя после полной консервации хранилища
Природные водные источники	Изменение рельефа, режима природных источников и водостоков, возможность подтопления и заболачивания территории, изменение путей движения водостоков	Устройство инженерных водоспускных сооружений, минимально изменяющих режимов водных источников	Восстановление естественных путей движения или состояния водных источников
Грунтовые и подземные воды	Загрязнение грунтовых вод производственными загрязняющими веществами при строительных работах на площадке	Выбор инженерно-геологических условий площадки (наличие водоупоров). Выполнение буровых работ, строительство траншей и котлованов по проектам с наличием искусственных или инженерных барьеров. Очистка технологических (сточных) вод и их вторичное использование	Обезвреживание поверхности площадки после консервации хранилища

Продолжение табл. 8.3

1	2	3	4
	Опасность загрязнения подземных вод при бурении скважин и гидрогеологических испытаниях	Установка ограждающих обсадных колонн в пределах зоны приповерхностного водоема. Применение химически чистых испытательных жидкостей при гидравлических испытаниях	
Поверхность площадки	Накопление производственных отходов	Устройства накопителей производственных отходов во временных бункерах отстойниках и других сооружениях, обеспечивающих их нераспространение за пределы промплощадки	Утилизация и обезвреживание отходов с доведением их до приемлемых медицинских нормативов
	Накопление производственных отходов	Складирование бытовых отходов, их утилизация, обезвреживание до медицинских приемлемых нормативов или вывод в установленные пункты сбора	Установка бытовой и технической канализации в соответствии с проектом, сбор, утилизация и обезвреживание отходов в соответствии с проектом
	Загрязнение площадки в процессе работы	Устройство временного защитного покрытия	Очистка площадки от загрязняющих веществ, снятие защитных покрытий. Восстановление почвенного слоя и растительной среды
	Складирование технологического и загрязненного оборудования	Отмыв, дезактивация или захоронение загрязненного оборудования. Сбор, переработка, отверждение и захоронение жидких отходов.	

Продолжение табл. 8.3

1	2	3	4
	Пыление отходов и складов инертных материалов	Применение пленочных покрытий, навесов. Использование закрытых транспортных средств. Орошение транспортных путей. Дезактивация транспортных средств при выезде с площадки	
Флора	Уничтожение	Улучшение растительности сопредельных территорий на комплексной основе	После консервации хранилища восстановление растительной среды
Фауна	Уничтожение на временно отторгаемой территории или вытеснение на сопредельные площади	Создание на определенных территориях условий для эквивалентного развития	После консервации хранилища создание условий для восстановления жизни живых организмов
Послеэксплуатационный период			
В этот период активное воздействие хранилища на окружающую среду практически исключается			
Поверхность площадки		Производится очистка технологического слоя грунта от загрязняющих веществ при необходимости дезактивируется	
		Все загрязняющие вещества собираются в твердую форму и выводятся для захоронения	
		На площадке остаются объекты для проведения мониторинга	
		Вся остальная территория покрывается природным слоем, восстанавливаются насаждения, травяной покров	
		В предусмотренных проектом зонах устанавливаются знаки, запрещающие деятельность в надзорах, ограничивающие ту или иную хозяйственную деятельность	
Поверхность площадки		Проведение пассивного административного контроля, хранение информации по месторасположению и характеристики потенциальной опасности захоронения РАО, продолжительность этапа 300 лет (при условии полного освобождения РАО)	

Результаты анализа возможных аварийных ситуаций используется при проектировании и строительстве объектов обращения с РАО наряду с другими строительными нормами и правилами (СНиП).

Реализация всех требований по консервации хранилищ не может быть достигнута в период заполнения, поэтому дополнительно необходимо:

- подготовить хранилище к включению в единую систему комплексного мониторинга хранилищ РАО;

- продолжить выполнение научно-исследовательских работ по выявлению возможности миграции радионуклидов из хранилищ РАО в окружающую среду.

Для обеспечения требований радиационной безопасности при консервации хранилища необходимо выполнить ряд работ по направлению:

- разработка регламента и выполнение контрольного обследования хранилищ;

- продолжить экспериментальные исследования диффузионных свойств радионуклидов ^{90}Sr , ^{137}Cs и ТУЭ в материалах естественного экранирующего слоя при консервации хранилища;

- на основании анализа многолетних наблюдений и исследований готовить обоснованные предложения по усовершенствованию конструкций инженерных барьеров при консервации хранилищ;

- по установленному регламенту периодически давать обобщенную оценку защитных свойств инженерных и природных барьеров, в которых отмечать: эффективность противодиффузионного экрана; работу дренажной системы отвода вод атмосферных осадков; целостность гидроизоляционного экрана.

Миграция радионуклидов из хранилища рассматривается по трем наиболее подвижным и значительным радионуклидам: ^{90}Sr , ^{137}Cs , $^{238,239,240}\text{Pu}$.

Предварительные реагенты диффузионно-конвекционного переноса радионуклидов в глинистом экране на момент консервации и снятия РАО с гос. контроля, инфильтрационный вынос и концентрация ^{90}Sr в грунтовых водах под хранилищем должны не превышать допустимых уровней, а распространение других радионуклидов будет ограничено защитным глинистым экраном.

Даже при нарушении целостности экрана хранилища зона аэрации реализует свою защитную функцию по отношению к грунтовым водам и концентрация радионуклидов в них не превысит допустимых уровней (рис. 37).

Дальнейшая эксплуатация хранилищ и работы связанные с реконструкцией повышают надежность инженерных барьеров.

8.5. Радиозэкологический мониторинг при обращении с РАО

8.5.1 Общие вопросы радиозэкологического мониторинга при обращении с радиоактивными отходами

Мониторинг окружающей среды – это система слежения и контроля за ее состоянием. Кроме того, мониторинг разрабатывающий решение проблемы радиационной защиты также предполагает наблюдение, контроль и интерпретацию результатов.

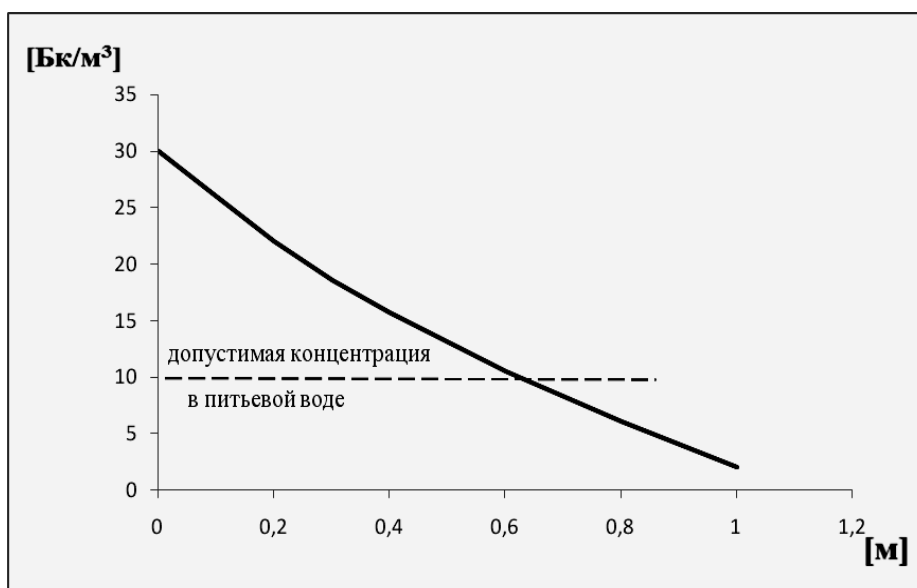


Рис. 37. Распределение ^{90}Sr в глинистом экране через 300 лет после захоронения

В настоящее время разработана система мониторинга, которая классифицируется по ряду признаков:

- по наблюдениям за реакцией составляющих биосферу (биологический и химический мониторинг);
- по факторам и объектам воздействия (мониторинг загрязнителей, источников загрязнения, объектов воздействия загрязнителей и т.д.);
- по масштабам воздействия (глобальный, региональный, локальный);
- по прочим признакам (например, организационным: национальный и международный мониторинг).

Подобная классификация необходима для выработки моделей и проектов единой системы мониторинга.

Определены три направления мониторинга:

- «биоэкологический» или санитарно-гигиенический, а по масштабам воздействия – локальный;
- «геоэкологический», или природохозяйственный, геосистемный - региональный;
- «биосферный» или «фоновый» - глобальный.

Биоэкологический мониторинг – мониторинг загрязнителей и важнейших проявлений их воздействия ионизирующих излучений на человека и используемых им растений и животных.

Геосистемный мониторинг – слежение за изменением природы регионов – территорией (акваторией) – в результате ее использования для производственной деятельности человека при обращении с РАО (слежение за конкретными локальными образованиями – элементарными геосистемами).

Биосферный мониторинг – мониторинг процессов, охватывающих биосферу в целом, прежде всего атмосферных изменений, так как параметры тепла и влаги определяют закон географической зональности.

Одной из экологических проблем освоения природных процессов является устранение отходов производства. В качестве особо важных и опасных видов отходов выделяют радиоактивные отходы, которые требуют тщательного обезвреживания и надежного захоронения в специальных пунктах (пункт захоронения РАО).

Надежность захоронения РАО в первую очередь обеспечивается наличием в специальных пунктах географического барьера, образованного естественными географическими породами мощного слоя, который надежно перекрывает водоносный горизонт.

Вокруг специального пункта, отчуждена территория радиусом около 2,5 км (зависит особенности местных условий) создающая так называемую буферную или Санитарно-защитную зону – зону ограниченного обращения человека с природой.

Территория в радиусе до 10 км так же находится в сфере контроля и выделяется как зона наблюдения.

Действующая на предприятии система радиационного и дозиметрического контроля представляет собой в общем случае как биологический или санитарно-гигиенический мониторинг, который осуществляет в локальном масштабе слежение за радиационной нагрузкой работающего персонала, производственные помещения и некоторые компоненты природной среды, чтобы не превышала установленных параметров.

Мониторинг природных систем, процессов и явления в условиях хронического поступления радионуклидов предполагает в первую очередь ограничить ореолы рассеяния радионуклидов, обозначить пути поступления и выхода последних геосистем, т.е. определить поля миграции и на выходе установить систему контроля.

При переработке и обезвреживании отходов возможны разные пути поступления радионуклидов в биосферу:

- постоянный контролируемый выброс через систему вентиляции;
- вынос с талыми водами или осадками, омывающими емкость или хранилища с РАО;
- сброс с водой в окружающую среду, очищенную до допустимых концентраций (ПДК);
- случайный разлив или распыление при загрузке (выгрузке) емкостей;
- осаждение аэрозолей из труб и водный транспорт (основные пути поступления радионуклидов в экосистему).

Задача мониторинга заключается не только в контроле за отклонением от нормы с целью принятия мер и санкций, но и, самое главное, организацию их на основе изучения реакции природных систем на повышение качества и функционирования геотехнических систем, внедренных в природу, т.е. не только локализацию и концентрацию радиоактивных и других загрязнений, но и использование природного потенциала для самоочищения.

В рекомендациях 35 МКРЗ изложены общие принципы мониторинга, направленного на обеспечение радиационной защиты профессиональных работников, имеющих дело с источниками ионизирующих излучений.

Основу любой программы три его вида:

- обычный (повседневный),
- операционный,
- специальный.

Обычный (повседневный) мониторинг осуществляется в процессе длительных работ с источниками ионизирующих излучений и предназначен для получения информации, характеризующий удовлетворительность рабочей обстановки с точки зрения продолжения длительных технологических процессов и носит константационный характер.

Операционный мониторинг – предназначен для проверки производственной обстановки при выполнении персоналом отдельных операций. Данный мониторинг особо применим для контроля условий работы, приемлемых для кратковременных операций.

Специальный мониторинг – проводят, существует неостаток информации для обоснования системы адекватного контроля или когда существует или становится возможной аварийная ситуация.

8.5.2 Цели и задачи мониторинга окружающей среды

Для обеспечения контроля и управления качеством на всех стадиях обращения с РАО предусматривается мониторинг, включающий наблюдение, оценку и прогноз состояния объектов окружающей среды в связи с переработкой, хранением, транспортированием и захоронением радиоактивных отходов.

Основными целями мониторинга является:

- получение, обработка и представление персонала, населению, компетентным и административным органам актуальной и достоверной информации о радиационной обстановке при обращении с РАО;
- обеспечение выработки мер для радиационной защиты персонала и населения на основе оценки потенциальных доз облучения, обусловленных распространением радионуклидов в окружающей среде.

Мониторинг окружающей среды осуществляется в соответствии с разработанной и утвержденной программой, в которой предусмотрено:

- объекты контроля;
- вид и методы контроля;
- объем контроля;
- размеры контролируемой территории;
- точки контроля (места отбора проб);
- периодичность контроля;
- диапазоны измерения;
- методики анализа измерения (проб);
- рекомендуемая аппаратура и система связи;
- контроль качества измерений и методов анализа;
- форма и объем представления данных.

Мониторинг при обращении с РАО включает:

- контроль радиационной безопасности при эксплуатации установок на территории промплощадок;
- контроль выбросов и сбросов радиоактивных веществ в атмосферу и открытые водоемы и грунтовые воды;
- контроль поведения радионуклидов в объектах окружающей среды в районе расположения установок;
- контроль окружающей среды после консервации хранилищ;
- контроль целостности установок при транспортировании РАО.

Типовая система контроля и анализа безопасности объектов окружающей среды при обращении с РАО приведена в табл. 8.4.

Таблица 8.4 - Типовая схема исследования и анализа безопасности

Процедура анализа	Исходные материалы	Результаты
1	2	3
Анализ конструкций объекта, его характеристик и технологии производства	Материалы проекта	Структурная и функциональная схема объекта. Характеристика основных инженерных барьеров
Анализ параметров и характеристик окружающей объект среды	Материалы натурных съемок, фондовые материалы	Климатические, гидрологические и геологические условия в районе расположения объекта
Составление перечня событий и процессов, оказывающих влияние на выход активности из объекта и на ее распространение во внешней среде	Результаты	Перечень событий
Описание характеристик, событий и процессов	Проектные материалы, натурные исследования, литературные данные	Физические и физико-химические модели процессов, явлений, событий
Разработка возможных сценариев выхода активности из объекта и распространение в окружающей среде	Результаты. Экспертные оценки	Сценарии
Определение вероятностей свершения событий, связанных с выходом и распространением активности	Статистические характеристики рядов наблюдений за событиями. Экспертные оценки	Оценка значимости событий
Разработка математических моделей, отражающих основные аспекты подсистем объекта и среды	Результаты	Математическое описание системы. Программное обеспечение расчетов по оценке безопасности
Оценка защитных свойств отдельных инженерных и естественных барьеров	Математические модели статистики распределения параметров барьеров. Нормативы, критерии безопасности	Оценка надежности инженерных барьеров. Рекомендации по конструктивным решениям

Продолжение табл. 8.4

1	2	3
Окончательный отбор сценариев на основе результатов	Результаты	Перечень сценариев событий
Оценка безопасности объекта в целом	Вероятности наступления сценариев (нормативы, критерии безопасности объекта в целом)	Оценка безопасности (риска) функционирования объекта. Рекомендации проектировщикам, планирующим и административным органам

Большое значение при использовании радиоактивных веществ в народном хозяйстве приобретают природоохранные мероприятия. Определение их видов и объемов ставит перед службой радиационной безопасности ряда задач, решение которых требует постоянного радиационного контроля объектов окружающей среды.

Основным мероприятием при его проведении является радиометрическая гамма-съемка местности.

В процессе проведения радиометрических исследований выделяются аномальные участки вызванные:

- радиоактивным загрязнением объектов окружающей среды;
- повышенным содержанием радионуклидов естественного происхождения в горных породах, находящихся на исследованной территории и входящих в состав стройматериалов архитектурных сооружений и дорожных покрытий;
- работой различных установок, являющихся источниками ионизирующих излучений;
- наличием радиоактивных веществ в хранилищах и специальном транспорте;
- неконтролируемым и несанкционированным размещением радиоактивных материалов в окружающей среде, включая криминальные инциденты.

По характеру распределения радионуклидов на участке земной поверхности (аномальные участки) могут быть локальными (от точечных до десятков квадратных метров) и площадными (сотни и тысячи квадратных метров).

В зависимости от поставленных задач и условий изучения контролируемых территорий радиационный контроль (гамма-измерения) осуществляется в различных модификациях – в виде авиационной, автомобильной и пешеходной съемок.

Аэрогамма-съемка, является высокопроизводительным экспресс методом, позволяющей в короткое время оперативно, равномерно и с достаточно большой точностью оценить радиационную обстановку на обширной территории, без каких-либо ограничений, обусловленными геоморфологическими особенностями местности и участков, на которых ограничены возможности передвижения по поверхности людей и транспорта.

Высокая производительность достаточно высокая чувствительность метода позволяет использовать его при изучении тенденции изменения радиационной

обстановки по времени, что особенно важно при контроле за последствиями крупномасштабных радиационных аварий.

С учетом сложности организации аэрогамма-съемки и относительно высокой стоимости работ эти исследования целесообразно проводить для изучения промышленных районов или регионов на площадях составляющих сотни тысячи квадратных километров. Метод позволяет выделять конкретные участки с различными значениями мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в пределах значения двух – трех фоновых уровней. Полученные данные позволяют с высокой точностью и достоверностью определять радиационную обстановку и ее реальную для населения опасность.

При этом учитывается ряд факторов, определяемых естественной радиоактивностью пород, содержащихся в строительных материалах.

Анализ полученных результатов дает возможность ориентировать на проведение первоочередных работ и последовательность их проведения.

Автограмма-съемка является довольно распространенным и достаточно производительным методом изучения радиационной обстановки на метрах доступным для проезда автотранспорта (проезжие части дорог, улиц, дворов и т.п.). Автограмма-съемка используется как основной метод контроля маршрута следования спецтранспорта при перевозке ядерных материалов и РАО. Основной целью автограммы-съемки – выявление участков, загрязненных радионуклидами, расположенных на дорожном полотне и вблизи проезжей части.

Пешеходная радиометрическая съемка - наиболее распространенный и доступный широкого производства метод радиационного контроля с целью охраны окружающей среды. Задачи, которые решает пешеходная радиометрическая съемка являются: выявление участка радиоактивного загрязнения радионуклидами техногенного происхождения, в пределах контролируемых зон(санитарно-защитной и наблюдаемой зон); оценка радиационной обстановки на территориях, включающие населенные пункты и города; определение и детализация аномальных участков на местности; уточнение результатов радиометрических измерений, выявленных аэро- и авторадиметрических съемок.

Определение объема работ по ликвидации аварий и дезактивации участков радиоактивного загрязнения.

В зависимости от поставленных задач пешеходная γ -съемка может выполняться в масштабах 1:5000, 1:2000, 1:1000 и 1:500.

С учетом зарубежного опыта и анализа результатов комплексного радиационного контроля окружающей среды основными проблемами радиационной безопасности населения и защиты окружающей среды при эксплуатации объектов и систем обращения с РАО необходимо считать:

- разработку систем обеспечения надежности и безопасности объектов ПЗРО при переработке, временном и долговременном хранении РАО;
- проведение комплексных (радиационных, химических) экологогигиенических исследований возможного воздействия ПЗРО на окружающую среду;

- разработку методов прогноза, а также экспериментального определения суммарной радиоактивности и радионуклидного состава выбрасываемых в атмосферу и в водную среду радиоактивных продуктов, образующихся в процессе нормальной эксплуатации ПЗРО и при возникновении различных аварийных ситуаций;

- создание простых в использовании и единых для всех организаций и учреждений, занимающихся проектированием и эксплуатацией ПЗРО, методик расчета доз облучения населения за счет газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов радиоактивных продуктов деятельности ПЗРО;

- разработку и внедрение в практику методик расчета предельно допустимых выбросов (ПДВ) и сбросов (ПДС), а также контрольных уровней выбросов и сбросов радиоактивных веществ для нормальной эксплуатации объектов ПЗРО с учетом народнохозяйственного использования района его размещения;

- оценка радиационных последствий для населения и окружающей среды аварийных ситуаций ПЗРО, эффективности различных профилактических и защитных мероприятий, направленных на снижение дозовых нагрузок на население, а также определение пределов дозы, при достижении которых необходимо выполнение защитных мероприятий;

- научное обоснование оптимального объема и требований к средствам контроля радиационной обстановки в районе расположения ПЗРО.

при строительстве объектов обращения с РАО и в процессе реализации мероприятий, направленных на улучшение радиационной обстановки могут возникнуть следующие ситуации:

- негативная техногенная нагрузка уменьшится, снизятся уровни радиационного загрязнения воздуха почвы и биоты, общая экологическая обстановка улучшится;

- общая экологическая обстановка не изменится;

- общая экологическая обстановка ухудшится в результате недоучета воздействия природотехногенных факторов или технологических просчетов при организации производства (техногенное подтопление промплощадки, снижение прочностных свойств грунтов под действием дополнительных тепловых нагрузок или химических воздействий и др.).

Комплексный мониторинг должен обеспечивать оценку и дать параметры для прогноза развития радиоэкологической и геодинамической обстановки объектов обращения с РАО.

Проведение подобных работ должен предусматривать изучение закономерностей распределения и миграции радиоактивных элементов, форм и нахождения их в природной среде с учетом влияния различных естественных и техногенных факторов, что обуславливает необходимость получения данных о состоянии объектов обращения с РАО, с учетом принятых технологий обращения с РАО.

В перечень параметров комплексного мониторинга окружающей среды включается мероприятие по наблюдению за поверхностным стоком и смывом радионуклидного загрязнения, динамикой поверхностных и подземных вод,

изменения инженерно-геологических условий, появлением новых экзогенных геологических процессов, направленных на ухудшение создавшейся обстановки, оценкой экологического состояния биоты.

При централизованной схеме обращения с низко- и среднеактивными отходами требуется углубленный анализ существующей обстановки, выявление, картирование и паспортизации всех объектов захоронения РАО, оценки эффективности существующих пунктов и точек наблюдения сети мониторинга. Подобная оценка позволит дать объективную характеристику текущего состояния окружающей среды в зоне функционирования объектов обращения с РАО, степени загрязнения ее экосистем и определения «исходного техногенного фона» входящего в систему радиоэкологического мониторинга рис. 38.

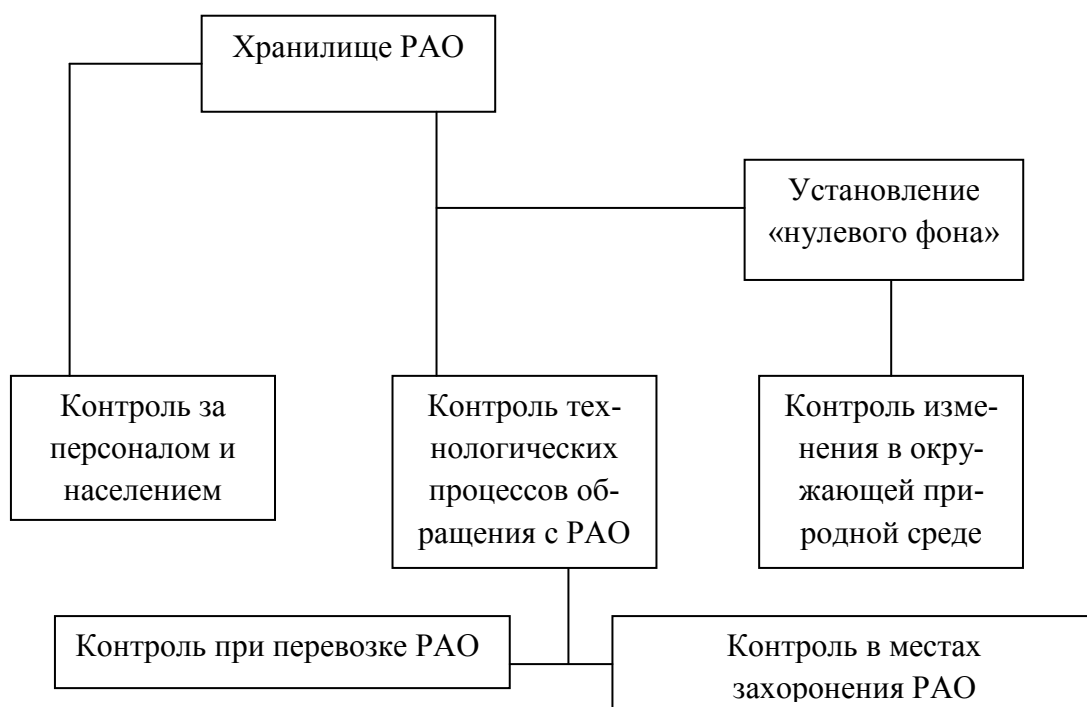


Рис. 38. Схема радиоэкологического мониторинга

Проектируемая сеть мониторинга должна учитывать техническую и технологическую схему обращения с РАО, источники возможного поступления радиоактивных веществ в окружающую среду и технологическую безопасность производственных процессов при обращении с РАО и безопасность персонала.

Создаваемая система мониторинга должна учитывать уже существующую наблюдательную и режимную сеть. Типовая схема комплексного геоэкологического мониторинга представлена на рис. 39.

Анализ условий взаимодействия в системе «природный объект» позволяют разработать обобщенную классификационную модель факторов формирования природно-техногенной системы в зоне влияния сооружений объектов переработки и захоронения РАО, отобразить все возможные связи между окружающей средой и объектом. Разработанная модель позволит рассматривать инженерные сооружения, природную среду, их взаимодействие в конкретных природных условиях комплексно в пространстве и времени. На схеме (см. рис. 38)

представлена модель, в которой выделены две группы геологических и инженерно-геологических процессов (явлений), появление которых в зоне расположения объектов обращения с РАО обусловлено природными и техногенными факторами, способными оказывать воздействие на изменение характеристик геологической среды. Необходим всесторонний учет в оценке возможности активации с целью разработки технических мероприятий по предотвращению или уменьшению активного влияния на эксплуатационные характеристики влияния внешней среды.

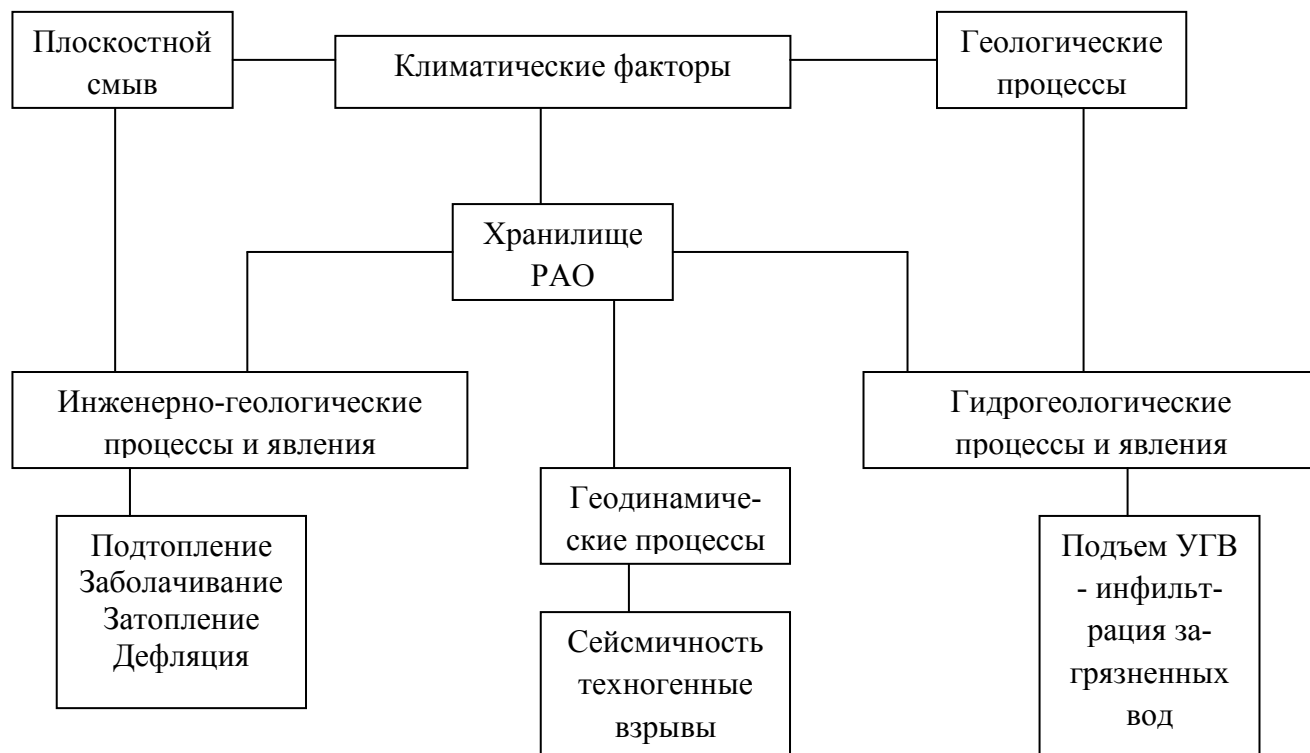


Рис. 39. Схема комплексного геоэкологического мониторинга

Для определения динамики состояния изучаемого элемента природной среды изменения должны повторяться через определенные интервалы времени, а по важнейшим показателям непрерывно. Система измерений сожжет быть построена на основе точечных измерений (на станциях, постах) и дистанционных наблюдений или площадных съемок и получения интегральных показателей, возможно и целесообразно комбинирование этих приемов.

Предложенная модель дает научно-методическую основу для целенаправленного системного анализа природных условий, выявления и оценки неблагоприятных факторов, потенциально опасных для эксплуатации, устойчивости инженерных сооружений. Представленная модель может быть основой для комплексного мониторинга окружающей среды в целом по санитарно-защитной зоне, территорий с объектами обращения с РАО.

9. ЭКОЛОГО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАО

Наиболее распространенными и социально-значимыми побочными эффектом индустриального развития человеческой цивилизации, является загрязнение окружающей среды. Эта проблема связана с сырьевым балансом, который базируется на положении, что масса всех ресурсов (топлива, сырья, воды и.т.п.), используемых в производственных процессах в конечном итоге будет приблизительно равна массе промышленных отходов.

Всякая экологическая система обладает потенциальной способностью к воспроизводству, однако объем промышленных отходов имеет тенденцию превосходить поглощающую способность природной среды. Увеличение валового национального продукта (ВНП) непосредственно ведет к увеличению отходов и дополнительную нагрузку на окружающую среду. Это же правило в полной мере относится и к проблеме охраны окружающей среды от радиоактивных загрязнений.

В этой связи, необходимо найти новую модель развития общества, которая обеспечивала бы должный баланс между решением социально-экологических проблем и сохранением окружающей среды. При этом признается необходимым осуществлением перехода к ценообразованию, учитывающие экологические критерии (цену ущерба окружающей среде) и признанному стимулировать новые ресурсосберегающие технологии.

Создание такой эколого-экономической системы невозможно без определения эффективности природоохранных мероприятий, в том числе по обезвреживанию РАО, комплекса мер по экономическому стимулированию экологического предпринимательства и нормативно-правового обеспечения создания хозяйственного механизма радиоэкологической безопасности.

Основной экологической характеристикой РАО до недавнего времени, в некоторых странах, в том числе и в России являлась их так называемая «нарицательная стоимость». Затраты на обезвреживание РАО не включались в стоимость конечных продуктов, в процессе производства или эксплуатации которых они образуются.

Так, на отпускной стоимости электроэнергии АЭС не учитывались затраты на переработку и захоронение РАО, демонтаж энергоблоков АЭС, реабилитация территории. Затраты на обезвреживание РАО рассматривались наряду с другими природоохранными мероприятиями как непроизводительные и финансировались из госбюджета по остаточному принципу. Этот традиционный подход финансирования основанный на критерии минимума приведенных затрат при выборе вариантов, оставлял за рамками управленческих решении экологически более надежных, но в большинстве случаев более дорогостоящие технологии.

В настоящее время в качестве эффекта выступает не столько экономия затрат на достижение заданной цели, сколько экономический ущерб от возможных экологических нарушений, предотвращенный в результате мероприятий по

обезвреживанию РАО. В этом случае экономический ущерб от экологических нарушений значительно превышает затраты на его предотвращение.

Ниже приведена широко апробированная методика определения экономической эффективности обезвреживания РАО.

Предотвращенный экономический ущерб от радиоактивного загрязнения окружающей среды, рассматривается в качестве экономического эффекта затрат по обеззараживанию РАО. Общая экономическая эффективность природоохранных затрат определяется отношением эффекта (предотвращенного ущерба) за вычетом эксплуатационных затрат на содержание средозащитных объектов к затратам:

$$\mathcal{E} = (\Pi - C)/K, \quad (16)$$

где $\mathcal{E}$ – общая экономическая эффективность; Π – затраты на предотвращение ущерба; C – содержание средозащитных объектов; K – общие затраты.

Критерием общей экономической эффективности является нормативный коэффициент эффективности E_n по новой технике средозащитного назначения. Его значение в соответствии с типовой методикой равен 0,12.

Затраты считаются эффективными, если полученный коэффициент эффективности больше нормативного:

$$\mathcal{E} = (\Pi - C)/K > E_n. \quad (17)$$

С целью выбора оптимального варианта природоохранных мероприятий используют сравнительные методы экономической эффективности приемлемых вариантов.

Возможны следующие варианты сравнения:

а) Сравнимые варианты обеспечивают одинакового качества состояние окружающей среды (выбросы и сбросы, дозовые нагрузки и другие параметры) и тождественны по основным социальным и экономическим результатам. Критерием выбора оптимального варианта в данном случае является минимум приведенных затрат (18):

$$\rightarrow Z = C + E_n \cdot K \quad \min \quad (18)$$

Годовой экономический эффект в случае тождества результатов основывается на составлении приведенных затрат по базовой и новой технике (19):

$$\mathcal{E}_r = Z_6 - Z_n; \quad (19)$$

б) Если варианты природоохранных мероприятий различаются по воздействию на окружающую среду, критерии выбора оптимального варианта является максимум чистого экономического эффекта (P) (20):

$$\rightarrow P = \Pi \cdot Z \quad \max \quad (20)$$

Годовой экономический эффект оптимального варианта основывается на сопоставлении чистых экономических эффектов базового и нового варианта:

$$\mathcal{E}_r = P_n - P_6; \quad (21)$$

$$\mathcal{E}_r = \Delta \Pi - \Delta Z. \quad (22)$$

Основным условием проведения расчетов сравнительной экономической эффективности является обеспечение критериев сопоставимости вариантов.

Условия сопоставимости вариантов выполняются, если в рассматриваемых вариантах идентичны:

- объемы продукции (работ) производимые с помощью базовой и новой техники;
- качественные параметры техники и производимой с ее помощью продукции;
- сроки осуществления затрат и получение эффекта;
- социальные факторы производства и использования продукции (работы), включая влияние на окружающую среду;
- методы исчисления стоимостных и натуральных показателей.

Приведение вариантов в сопоставимый вид осуществляется путем включения в базовый вариант «дополняющих» затрат, необходимых для достижения показателей новой техники, а также на основе приведения разновременных затрат к одному моменту времени. Сравнение вариантов по исходным данным проводят при равенстве всех прочих условий, кроме изменений которые вызваны использованием результатов исследований, новой техники, изобретений и рационализаторских предложений.

В качестве базы сравнения, при определении нового эффекта новой техники принимают:

- на этапе формирования планов исследований (в процессе выбора варианта создания новой технологии) – показатели лучшей отечественной или зарубежной техники (технологии), которая может быть приобретена в необходимых количествах, или изготовлена на основе приобретенных лицензий. В случае невозможности использования зарубежного опыта, для сравнения принимаются лучшие показатели отечественной техники.

При расчете годового экономического эффекта природоохранных мероприятий, новой техники учитывается фактор времени в тех случаях, когда капитальные вложения осуществляются в течении года, а также когда текущие издержки и результаты производства существенно меняются по годам эксплуатации.

Учет фактора времени осуществляется путем приведения к одному моменту времени (началу расчетного года) единовременных и текущих затрат на природоохранные мероприятия, создание и внедрение новой и базовой техники, а также результатов их применения. Такое приведение выполняется умножением (делением) затрат и результатов соответствующего года на коэффициент приведения, определяемый по формуле (23):

$$a_t = (L + E_{\text{нп}}), \quad (23)$$

где a_t – коэффициент приведения; $E_{\text{нп}}$ – нормативный коэффициент приведения разновременных затрат, который принимают равным: 0,8 – для обычных затрат; 0,1 – для затрат на новую технику; 0,03 – для затрат на восстановление лесных насаждений и рекультивацию земель; L – число лет, отделяющее затраты и результаты данного года от начала расчетного года.

Затраты и результаты осуществляемые и получаемые до начала расчетного года, умножают на коэффициент приведения, а после начала расчетного года – делятся на него.

Особенности определения показателя приведенных затрат и его составляющих – себестоимости и капитальных вложений имеют несколько вариантов.

В состав себестоимости обезвреживания РАО включают все текущие затраты (табл. 9.1).

Таблица 9.1 - Схема текущих затрат на обезвреживание РАО

Виды затрат, экономические показатели			Подготовка, транспортировка, переработка РАО, захоронение, содержание полигона
Прямые затраты	1. Прямая технология 1.1. Жидкие РАО: цементирование, битумирование, остекловывание 1.2. Твердые РАО: сжигание, прессование, прямое захоронение с цементированием, тоже без цементирования		1. заработная плата 2. Отчисление на социальные нужды 3. Охрана труда персонала 4. Материалы и транспортные расходы 5. Топливо и энергия на технологические цели
	2. Затраты на технологические операции 2.1. Дезактивация оборудования и помещений 2.2. Обезвреживание спецстоков и вторичных РАО 2.3. Контрольно-аналитические работы 2.4. Радиационный контроль		
	Итого: технологическая себестоимость		
Накладные расходы	Цеховые	Затраты вспомогательных производств	
		Итого: цеховая себестоимость	
	общезаводские	Административно-управленческие, общехозяйственные и прочие расходы	
		Полная себестоимость	

При определении годового экономического эффекта в составе капитальных вложений учитываются как непосредственные капитальные вложения, так и другие единовременные затраты, необходимые для создания и использования техники вне зависимости от источников финансирования.

К таким затратам относятся:

- непосредственные затраты на выполнение всех этапов исследовательских работ;

- затраты на приобретение, доставку, монтаж, модернизацию, демонтаж, техническую подготовку персонала, наладку и освоение производства;

- стоимость строительства и реконструкции необходимых производственных площадей и других элементов основных фондов, непосредственно связанных с производством и использованием новой и базовой техники;
- затраты на изменение производственных фондов и смежных и сопряженных производств, связанных с внедрением новой техники;
- затраты на технические мероприятия и установки, предотвращающие отрицательное влияние техники на природную среду и условия труда;
- затраты на приобретение лицензий.

Расчет нормативной себестоимости, согласно табл. 9.1, по статьям производится следующим образом:

В статье «затраты на оплату труда» учитывается основная зарплата и премии из фонда заработной платы работающих, непосредственно занятых в технологических процессах обращения с РАО, исходя из тарифных ставок, сдельных расценок и должностных окладов, в соответствии с принятыми формами и системами оплаты труда, а также:

- выплаты стимулирующего характера за производственные результаты, в том числе вознаграждение по итогам работы за год, надбавки к тарифным ставкам и окладам за профессиональное мастерство и прочее;
- выплаты компенсационного характера, связанные с режимом работы и условиями труда, в том числе надбавки и выплаты к тарифным ставкам и окладам за работу в ночное время, сверхсрочную работу в многосменном режиме, за совмещение профессий, за работу в тяжелых, вредных, особо вредных условиях труда и т.д.;
- единовременные вознаграждения за выслугу лет в соответствии с действующим законодательством;
- выплаты, обусловленные районным регулированием оплаты труда;
- оплата труда работников, не состоящих в штате предприятия, за выполнение ими работ заключенным договором гражданско-правового характера, если расчеты с работниками за выполненную работу производятся непосредственно самим предприятием;
- выплаты, предусмотренные законодательством о труде, за не проработанное на производстве (не явочное) время – оплата очередных и дополнительных отпусков и другие.

В статье «Отчисления на социальные нужды» учитываются отчисления по установленным ставкам с суммы основной и дополнительной заработной платы производственных рабочих и специалистов.

В статье «Материалы» учитываются затраты на основные и вспомогательные материалы, используемые непосредственно на технологические цели (хим.реактивы, цемент, фильтрующие материалы и др.), исходя из нормы расхода и цены материалов, в эту же статью включают затраты связанные с забором воды (в том числе плата за воду и ее расходы в процессе функционирования основных фондов экологического назначения).

По статье «Топливо и энергия на технологические цели» учитываются затраты на топливо, электроэнергию, сжатый воздух и пар, потребляемые в про-

цессе осуществления экологических мероприятий и других работ производственного характера. Расход их на хозяйственные нужды (отопление, освещение, вентиляция помещений и др.) в данной статье не учитываются, а относится на цеховые и общезаводские расходы. Расход топлива исчисляется по нормам, а расход электроэнергии – исходя из мощности оборудования, коэффициента его работы, КПД электросети и теплообменников. Стоимость электроэнергии рассчитывается по действующим тарифам.

В статью «Расходы на содержание и эксплуатацию оборудования» включают затраты на содержание, амортизацию и текущий ремонт производственного оборудования и транспортных средств на возмещение износа инструмента и приспособлений, на внутризаводское перемещение грузов. Расходы рассчитываются по установленным нормам и в соответствии с Положением о порядке начисления амортизационных отчислений по основным фондам в народном хозяйстве от 29.12.1990 г., или в соответствии с документацией, его дополняющей или заменяющей.

До утверждения запроектированных норм предприятия могут производить начисление амортизации по этим нормам.

Для хранилищ РАО вместо норм амортизационных отчислений используются расчетная величина стоимости хранилища на калькуляционную единицу (тыс. руб/м³; тыс. руб/Кн), которая прямо включает стоимость услуги по данной статье.

Статья «Цеховые расходы» включает расходы на содержание аппарата управления цеха и прочего цехового персонала, на амортизацию, текущий ремонт и содержание зданий, сооружений, инвентаря, на испытания, опыты и исследования, связанных с обеспечением нормальных условий труда и техники безопасности и прочее.

Статья «Общезаводские расходы» включает заработную плату административно-управленческого персонала, командировочные, почтово-телеграфные, типографические расходы; оплату консультационных, информационных и аудиторных услуг; представительские расходы, содержание, текущий ремонт и амортизацию основных средств общезаводского назначения.

Статья «Внепроизводственные расходы» включает затраты на подготовку кадров, транспортировку работников к месту работы и обратно, платежи по кредитам банков в пределах ставок, установленных законодательством, и затраты на оплату кредитов поставщиков за проведение работ, оказание услуг сторонним организациям; налоги, сборы, платежи и другие обязательные отчисления, производимые в соответствии с порядком установленным законодательством; плата за аренду отдельных объектов основных производственных фондов, износ по нематериальным активам (право использования природных ресурсов, патенты, лицензии и др.) и другие затраты входящие в состав себестоимости, но не относящиеся к ранее перечисленным элементам затрат, прочие хозяйственные нужды.

В зависимости от способа включения в себестоимость затраты подразделяются на прямые и косвенные (накладные). Прямые, связанные непосредст-

венно с осуществлением определенных видов природоохранной деятельности спецпредприятий, прямо относятся на этот вид деятельности в соответствии с установленными нормами.

К накладным расходам относят расходы, связанные с работой цеха или предприятия в целом (расходы на содержание аппарата управления, вспомогательных хозяйств и опытно-экспериментальных производств и прочие расходы), которые прямо отнести на определенные виды услуг не представляется возможным. Накладные расходы дифференцируются по спецпредприятиям, их абсолютный размер по видам услуг определяется по установленному для специального производства уровню накладных расходов.

Расчеты снижения себестоимости продукции должны учитываться только те затраты, которые изменяются в связи с производством и использованием новой техники, при этом цеховые и общезаводские расходы должны быть скорректированы прямым счетом по изменяющимся статьям.

Текущие затраты на обезвреживание РАО рассчитываются по сквозной технологической цепочке, которая включает:

- подготовку и транспортировку РАО;
- переработку РАО;
- захоронение РАО;
- содержание полигона (включая обезвреживание вторичных РАО).

Особую сложность при расчете экономической эффективности представляет определение величины предотвращенного ущерба. В виду отсутствия необходимых статистических данных, величина предотвращенного экономического ущерба от радиационного загрязнения окружающей среды определяется укрупнено на основе принятых показателей удельного эффекта (предотвращенного ущерба) на единицу загрязнения.

Основные методические положения по укрупненному определению предотвращенного ущерба и оценки эффективности утилизации РАО базируется на следующих расчетах.

Экономическая оценка годового ущерба от сброса радиоактивных отходов на конкретную водную акваторию (участок) рассчитывается по формуле (24):

$$Y_i = \gamma_{\text{воды}} \cdot M_t \cdot \beta_j \cdot \alpha_j, \quad (24)$$

где Y_i - оценка ущерба (стоимость); $\gamma_{\text{воды}}$ - тариф на воду, забираемую промышленными предприятиями из водохозяйственной системы; M_t - приведенная масса воды, концентрация радионуклидов в которой доведена до предельно-допустимой, л/год; β_j - коэффициент, учитывающий накопление радионуклидов в объектах окружающей среды и продуктах питания людей, приводящие к внешнему и внутреннему облучению человека; α_j - поправочный коэффициент учитывающий период полураспада j -го радионуклида:

$$\alpha_j = \frac{1}{\lambda_j} \left[1 - \exp^{-\lambda_j t} \right], \quad (25)$$

где λ_j - постоянная распада j -го нуклида, 1/год.

$$M_1 = \sum_{j=1}^n \sum_{i=1}^L C_j / ДК_j * \gamma_i, \quad (26)$$

где C_j - концентрация j -го радионуклида в источнике i -го типа, Ки/дм³; $ДК_j$ - допустимая концентрация j -го источника в воде Ки/дм³; γ_i - масса воды i -го источника, загрязняется радионуклидом j -го типа.

Экономическая оценка ущерба Y_2 от сброса ВХВ в водохозяйственный участок некоторым источником определяется по формуле (27):

$$Y_2 = \gamma_{\text{воды}} \cdot M_2, \quad (27)$$

где $\gamma_{\text{воды}}$ - тариф на воду; M_2 - приведенная масса годового сброса примесей в водохозяйственный участок дм³/год:

$$M_2 = \sum_{j=1}^N A_j * m_j, \quad (28)$$

где A_j - показатель относительной опасности (токсичности) сброса вещества в водоемы; m_j - общая масса годового сброса j -й примеси оцениваемым источником.

Если источник сбрасывает сточные воды несколько типов, различающихся степенью очистки, то следует определить общую массу (29):

$$m_j = \sum_{i=1}^L m_{ij}, \quad (29)$$

где m_{ij} - масса годового поступления; j -го вещества в водоем со сточными водами i -го типа.

Численное значение величины A_j для каждого загрязненного вещества по формуле (30):

$$A_{ij} = I / ПДК_{P/V_j}, \quad (30)$$

где A_{ij} - показатель относительной опасности сброса i -ого вещества в водоемы; $ПДК_{P/V_j}$ - предельно допустимая концентрация i -го вещества в воде.

Приведенная методика оценки предотвращенного экономического ущерба и эколого-экономической эффективности технологических процессов обезвреживания РАО базируется на общих принципах теории эффективности природоохранной деятельности, где в качестве эффекта затрат на обезвреживание РАО рассматривается предотвращенный ущерб от потенциального радиоактивного загрязнения объектов природной среды и человека за вычетом затрат на предотвращение ущерба.

Величина предотвращенного экономического ущерба определяется укрупнено на основе принятых показателей удельного эффекта (предотвращенного ущерба) на единицу загрязнения.

Учет экологической составляющей эффекта природоохранной деятельности по обезвреживанию РАО дает экономические преимущества более надежным технологиям.

При экономической оценке инновационных проектов обращения с РАО особое внимание уделяется многобарьерной системе изоляции РАО от биосферы.

В систему барьеров-экранов на пути попадания радионуклидов в биосферу включается как естественные (геологические), так и искусственные (технические барьеры).

Каждый из барьеров может быть охарактеризован величиной показывающей уменьшения поступления радионуклидов в биосферу.

Для реальной оценки стоимости затрат на изоляцию РАО необходимо расчеты мультибарьерности.

Так на 1 м^3 РАО, обладающих удельной активностью q_0 радионуклида $A(Z)$. Свойства РАО таковы, что со временем они могут загрязнять радионуклидами окружающие объекты, то есть имеется постоянная возможность выноса токсичных веществ.

Согласно санитарным нормам, вещества, имеющие удельную активность больше чем q_w (удельная активность при которой грунт классифицируется как РАО), считается РАО и подлежит изоляции от биосферы. Хронической возможности выноса радионуклидов в окружающую среду будет препятствовать предварительное включение РАО в матричный материал с получением более устойчивого продукта. Затраты на предварительную переработку РАО будут компенсированы отсутствием в этом случае вторичных малоактивных отходов, требующих дополнительных затрат на их изоляцию от биосферы.

Исходные данные для расчета стоимостных показателей многобарьерной изоляции РАО сводится к следующему. Для захоронения РАО имеется могильник. Стоимость захоронения 1 м^3 в данном могильнике m_r (цена/ м^3). Для разных могильников эффективность изоляции РАО также различна. Эффективность могильника характеризуется коэффициентом K_r , который показывает, во сколько раз могильник уменьшает вынос радионуклидов из РАО в окружающую среду. Для приповерхностных могильников K_r – это единицы-десятки, но если будет создана совершенная система их герметизации из стойких непроницаемых материалов, то K_r может быть практически бесконечной величиной. В таком случае и величина m_r возрастает.

Время хранения РАО в могильнике должно быть не менее чем (31):

$$t_0 = 1,44T_{1/2} \cdot \ln(q_0/q_w), \quad (31)$$

где $T_{1/2}$ – период полураспада.

При $t > t_0$ согласно санитарных норм отходы уже не относятся к категории РАО, следовательно, и те материалы, с которыми они контактируют и не могут быть РАО.

Для изоляции РАО требуются затраты на помещение в могильнике V_0 и дополнительных расходов на размещение сюда всех вторичных отходов, возникающих из-за хронического вымывания радионуклидов из захороненных РАО. Поток радионуклидов, вымываемых из РАО, уменьшается могильником в K_r раз. Грунт, окружающий могильник, загрязняется постепенно радионуклидами, но как только его удельная активность $q > q_w$ он может быть классифицирован как РАО и, следовательно, должен быть изолирован от биосферы.

Таким образом, объем образующихся вторичных отходов зависит от эффективности изолирующих барьеров (32):

$$V_s = (V_0 \cdot q_0 \cdot \rho_0 \cdot m) / (K_r \cdot \rho_s \cdot q_w), \quad (32)$$

где m – относительная доля веществ РАО, попадающих в окружающую среду за время их хранения.

Материалы, имеющие удельную активность большую удельной активности, чем допустима, но меньшую чем q_w , в настоящее время не рассматривается как РАО.

В рамках рассматриваемой концепции они могут быть включены в расчеты, учитывая, что для приповерхностного слоя грунтов коэффициент распределения радионуклидов $K_t \gg 1$ (33):

$$m = (S_0 / V_0) (D_0 / \lambda)^{1/2} \Phi(\lambda t_0)^{1/2}, \quad (33)$$

где V_0 : ρ_0 , S_0 – объем, плотность и площадь поверхности исходных РАО,

ρ_s – плотность грунта,

D_0 – фактор выщелачивания,

$\Phi(Z)$ – интеграл ошибок,

λ – постоянная распада.

Уравнение (33) верно, пока относительная доля РАО, попадающих в окружающую среду, много меньше единицы. Для жидких РАО это не так, ввиду их высокой подвижности. Полагая при этом в формуле (33) $m \rightarrow 1$ получим для жидких РАО объем (34):

$$V_s = (V_0 q_0 \rho_0) / (K_s P_s q_w). \quad (34).$$

Таким образом, стоимость изоляции РАО M_0 характеризуемых параметрами: V_0 (m^3), ρ_0 ($кг/м^2$), S_0 (m^2), q_0 ($Ки/кг$) помещаемых в могильнике с параметрами: m_r (цена/ m^3), K_0 , D_0 ($m^3/сут$) будет определяться соотношением (35):

$$M_0 = m_r \cdot V_0 + m_r [(q_0 \rho_0 S_0) / (K_r \rho_s q_w)] (D_0 / \lambda)^{1/2} \Phi(\lambda t_0)^{1/2}. \quad (35).$$

Для жидких отходов при их попадании в окружающую среду образуются вторичные отходы, для которых стоимость определяется из выражения (36):

$$M_0 = m_r \cdot V_0 [(q_0 \rho_0) / (\rho_s q_w) \cdot K + 1]. \quad (36).$$

Стоимость первоначальная переработанных РАО определяется по формуле (36) при последующем изменении параметров $V_0 \rightarrow V_1$ за счет сокращения объема РАО $q_0 \rightarrow q_1$ за счет изменения их удельной активности, $D_0 \rightarrow D_1$ за счет фиксации токсичных веществ в матрице, $S_0 \rightarrow S_1$ за счет изменения площади контакта с окружающей средой. Тогда экономический эффект от захоронения переработанных РАО (E) определяется разностью между E_0 , E_1 (37):

$$E = E_0 - E_1. \quad (37).$$

Сокращение затрат на изоляцию РАО в могильниках приповерхностного типа можно добиться путем уменьшения объемов отходов и улучшения свойств матричного материала.

Принятая технология процесса переработки будет экономически выгодна если дополнительные затраты на его проведение не превышает экономический эффект $M_r < E$.

Если РАО помещены в хранилища в герметичных контейнерах, практически не проницаемых в период времени T_0 , то для таких хранилищ:

$$K_r - \omega \text{ для } t < T_0 \text{ и } K_r \text{ для } t > T_0.$$

Из-за коррозии стенок контейнеров через некоторое время T_0 РАО начнут контактировать с окружающей средой. На момент контакта их активность из-за естественного распада станет меньше $\exp(-\lambda T_0)$ раз. В случае если (38):

$$q_0 \exp(-\lambda T_0) < q_w. \quad (38).$$

То вторичных РАО уже не будет и основные затраты будут связаны с помещением исходных РАО в хранилища (39):

$$M_0 = m_r \cdot V_0, \quad (39)$$

где m_r - стоимость единицы объема с учетом затрат на контейнеры.

Если неравенство (39) не выполняется, то после разрушения контейнеров возникают вторичные отходы, в этом случае расходы распределяются как (40):

$$M_0 = m_r V_0 + [(m_r q_0 \rho_0 S_0) / (K_r \rho_s q_w)] (D_0 / \lambda)^{1/2} [\Phi(\lambda t_0)^{1/2} - \Phi(\lambda t_0)^{1/2}]. \quad (40)$$

Таким образом, введение нового непроницаемого в течение времени T_0 барьера, приводит к удержанию захоронения исходного объема РАО $m_r > m_0$, но в то же время уменьшает количество вторичных РАО, что ведет к уменьшению расходов на их захоронение.

Экономическая целесообразность каждого из вариантов захоронения определяется в каждом конкретном случае.

Для хранилищ, имеющих систему сбора жидкости, соприкасающихся с РАО, вторичными РАО будет загрязнена радионуклидами вода, поэтому расчет эффективности переработки должен быть основан на оценке расходов на очистку образующихся объемов воды.

Таким образом, предлагаемая методика расчетов в итоге позволяет дать экономическую оценку на захоронение РАО, принимая во внимание затраты на создание барьеров и учитывая их эффективность.

Причем количественная оценка затрат, соответствует качественным параметрам РАО, на которые ориентируется современная концепция обращения с РАО. Чем выше удельная (объемная) активность РАО, тем они токсичнее, чем больше подвижностью они обладают, тем существенней (с финансовой точки зрения) для них является переработка и фиксация в матричном материале.

В общих случаях, могильник, максимально изолированный от биосферы, смягчает требование к методам переработки, но в тоже время может значительно повысить стоимость захоронения.

Предпочтительным выбор методов переработки и захоронение дополнительных затрат и дополнительных выгод.

Только такой подход позволяет принимать экономически целесообразные и экологически надежные решения, связанные с иммобилизацией РАО средней и низкой активности.

10. СИСТЕМА ОБРАЩЕНИЯ С РАО СОСТАВНАЯ ЧАСТЬ ЕДИНОГО КОМПЛЕКСА ПРИРОДООХРАННЫХ МЕРОПРИЯТИЙ

10.1. Основные элементы и структура системы обращения с РАО

Система обращения с РАО является составной частью единого комплекса природоохранных мероприятий современного хозяйственного механизма.

В основе функционирования этой системы лежит реализация Государственной программы по созданию и функционированию национальной системы обращения с радиоактивными отходами.

Составными элементами национальной системы обращения с РАО является:

- наличие законодательной базы (законы);
- наличие необходимой инфраструктуры (спецпредприятия, организации, органы регулирования и контроля);
- наличие необходимых условий и ресурсов (материально-техническая база, квалифицированные кадры, адекватное финансирование).

Составные элементы национальной системы обращения с радиоактивными отходами в комплексе должны обеспечить решение вопросов:

- правовых;
- организационных;
- финансовых;
- технических.

Типовая структура госпрограммы:

1 Общие положения по обращению с РАО.

1.1 Цель и основные положения программы по обращению с РАО.

1.2 Нормативная база.

2 Существующее положение по обращению с РАО на предприятиях образующих и перерабатывающих РАО.

2.1 Анализ источников образования РАО.

2.2 Характеристика образующихся РАО.

2.3 Динамика поступления РАО.

2.4 Анализ проектных и фактических количеств РАО на предприятии

2.5 Описание технологических систем участвующих в процессе обращения с РАО.

2.6 Оценка мощностей систем по обращению с РАО.

2.7 Организационная структура по обращению с РАО.

2.8 Система контроля

2.9 Система обеспечения качества.

2.10 Источники финансирования.

3 Мероприятия по совершенствованию системы обращения с РАО на предприятиях.

3.1 Мероприятия по минимизации РАО.

3.2 Мероприятия по совершенствованию системы обращения с РАО.

В подразделе 3.2 вносятся мероприятия определяющие минимально-необходимые затраты для возведения сооружений, обеспечивающих необходимый уровень безопасности в которых методы захоронения РАО позволяют практически реализовывать их надежную изоляцию.

Включаются вопросы развития и решения проблемы надежной и экологически безопасной изоляции РАО в недрах земли, позволяющих успешно решать другую, не менее важную и масштабную проблему изоляции токсичных промышленных отходов.

Включаются также по необходимости вопросы связанные по современному вводу в эксплуатацию новых ядерных объектов (геологические хранилища, наземные хранилища, площадки хранения РАО и т.п.) и их стабильному функционированию. В них необходимо предусмотреть решение вопросов связанных не только с финансированием проектов, строительством производственных корпусов, получением оборудования, но так же и с выбором площадок для их размещения из за негативного отношения общественности к ядерным объектам и предприятиям обращения с РАО, вызванного в значительной степени аварией на ЧАЭС.

На первом этапе реализации Госпрограммы обращения с РАО основными источниками финансирования является государственный бюджет и фонд для осуществления работ по ликвидации Чернобыльской катастрофы и социальной защиты населения. Кроме того, на предприятиях предусматриваются эксплуатационные расходы на обращение с РАО.

В будущем экономической основой реализации Госпрограммы должны стать средства социального государственного фонда обращения с РАО, образуемого в соответствии с N 190-ФЗ РФ «Об обращении с радиоактивными отходами...».

Достижение целей безопасного обращения с радиоактивными отходами зависит от условий, которые следует понимать, что обращение с радиоактивными отходами чисто затратные статьи производственного процесса, деятельность не имеющая прямой окупаемости, поэтому обеспечение этой деятельности финансирование, кадрами и оборудованием является решающим для эффективного и безопасного обращения с отходами.

Правовое обоснование государственного регулирования обращения с радиоактивными отходами, их режим и порядок осуществления, права, полномочия и ответственность участников правоотношений в этой сфере, закрепляются соответствующими законодательными актами, которые составляют нормативно-правовую базу обращения с радиоактивными отходами.

Принятая система национальных нормативных документов (стандартов) в области обращения с РАО должна соответствовать структуре, предложенной МАГАТЭ. Сюда входят:

- классификация радиоактивных отходов;
- обращение с РАО до и после их захоронения;
- обращение с радиоактивными отходами при добыче и переработке руд, содержащих уран и торий;

- обращение с РАО при снятии с эксплуатации ядерных установок;
- обращение с аварийными отходами.

Эта система распространяется и на регулирующие документы по ядерной и радиационной безопасности, в которых определяется порядок обращения с радиоактивными отходами, обеспечивающих выполнение требований ядерной и радиационной безопасности.

Одним из главных направлений государственной политики при создании национальной системы обращения с РАО, является разработка и функционирование единой государственной системы учета и инвентаризации РАО.

Она складывается из двух главных составляющих:

- государственного реестра РАО;
- государственного кадастра хранилищ и мест временного хранения РАО.

Единая система государственного учета и инвентаризации РАО должна охватывать региональные центры и предприятия, в целях осуществления оперативного, адекватно-нормального анализа сложившейся обстановки с радиоактивными отходами, которая дает возможность планирования процессов сбора, переработки и хранения РАО.

Технические условия для достижения целей безопасного обращения с радиоактивными отходами обеспечиваются системами обращения с РАО на предприятиях, которые включают:

- сеть цехов (участков) по сбору и первичному кондиционированию РАО;
- центральное предприятие по переработке РАО;
- унифицированный транспортно-контейнерный комплекс;
- учет оперативной связи и радиационного контроля.

Основным стратегическим направлением технической политики в развитии уранодобывающей и перерабатывающей промышленности является сокращением объемов РАО на основе:

- максимально возможная концентрация горных работ;
- добыча урановых руд преимущественно подземным способом;
- использование горных выработок и выемочного пространства для складирования (хранения) РАО и некондиционированных руд, учитывая возможность их переработки в будущем;
- применение замкнутых технологических производств, где выделение РАО является неизбежным последствием используемых технологий.

Ресурсом национальной системы обращения с радиоактивными отходами является:

- созданная материально-техническая база предприятий (учреждений) обращения с радиоактивными отходами;
- обеспеченность этих предприятий необходимыми средствами и квалифицированным персоналом;
- обеспеченность этих организаций необходимым финансированием или механизмом финансирования.

С целью обеспечения надежного и экономически обоснованного длительного хранения и захоронения РАО должна быть создана национальная система

централизованного хранения РАО. Переход на централизованную систему хранения РАО, в которой предусматривается захоронение низко- и среднеактивных отходов, позволит улучшить организацию по сбору и безопасному захоронению этой категории отходов.

При этом решается ряд задач:

- переработка, временное хранение и захоронение отходов из существующих хранилищ твердых РАО предприятий на централизованных предприятиях, что снизит количество потенциальных очагов и риск распространения радионуклидов в природной среде;
- создание условий для оперативного приема от производителей (поставщиков) образовавшихся отходов и ликвидации временных складов этих отходов на территориях предприятий;
- транспортирование РАО с использованием параметрических транспортных упаковок, невозвратных защитных контейнеров и специальных транспортных средств;
- создание необходимой моногабаритной защиты, с целью инженерной изоляции РАО в хранилищах.

Надежная и безопасная изоляция радиоактивных отходов в глубоких геологических формациях, является проблемой по своей значимости и масштабам одной из составляющих проблем обеспечения безопасности и жизнедеятельности человека. Для практической реализации работ по данной проблеме, необходимо установить количественные значения критериев безопасности принятого решения, оценить возможности риска и значения экономической и экологической эффективности.

Для этого необходимо на основе последовательного анализа и мониторинга, и прогноза провести:

- тщательное обоснование предложенных решений на основе сравнения вариантов проектов;
- анализ и практическое обоснование пригодности отобранных площадок для размещения хранилищ;
- многосторонние комплексные прогнозы влияния хранилищ на вмещающие пространство и окружающую среду с оценкой безопасности и возможности риска на каждом этапе жизненного цикла;
- внедрение и эффективный контроль оценки качества работ, изделий, проектов и других составляющих элементов системы изоляции отходов;
- определение минимально необходимых затрат для возведения сооружений, обеспечивающих необходимый уровень безопасности.

Существующие системы, а также предлагаемые пути и методы захоронения РАО позволяют практически реализовывать их надежную изоляцию.

Для выполнения поставленных задач необходимо быстрое и планомерное развертывание крупномасштабных исследовательских и опытно-промышленных работ с целью возможности реального захоронения основной массы отходов после 2025 - 2030 г.

Решение проблемы надежной и экологически безопасной изоляции РАО в недрах земли, позволит решить другие важные экологические проблемы, связанные с изоляцией промышленных токсичных отходов.

На основании отечественного и зарубежного опыта обращения с РАО, рекомендации МАГАТЭ и других международных организаций необходимо сделать правильный выбор мест размещения производств, связанных с размещением производств, связанных с обращением с РАО, предопределяющих их надежное функционирование с экологической и экономической точки зрения.

Это решение должно быть связано с выполнением наиболее важных блоков требований таких как:

- гарантирование радиационно-экологической безопасности объекта;
- учет социальных аспектов;
- наличие достаточно развитой инфраструктуры.

Основными направлениями минимизации вредного воздействия ионизирующих излучений (ИИ) на персонал предприятия и население является прежде всего, оптимальное размещение объектов временного складирования, переработки, длительного хранения и захоронения отходов, а также надежное обеспечение как в техническом, так и в организационном плане технологии транспортировки, переработки и хранения РАО.

Основным критерием для размещения площадок для хранения/захоронения РАО и особенно центра по переработке и захоронению низкоактивных и среднеактивных РАО (ЦПЗ) является отсутствие в зоне расположения последних, постоянно проживающего населения, пригодных для сельскохозяйственного использования земель и других промышленных объектов. Кроме того, основные критерии для размещения объектов обращения с РАО должны подкрепляться так же инженерно-геологическими, геологическими и гидрогеологическими условиями выбранной площадки, которые в большей степени должны соответствовать требованиям, предъявляемыми к размещению приповерхностных хранилищ РАО.

Значительной проблемой обращения с РАО является социально-экологический аспект.

Невозможность размежевать влияние на здоровье человека радиационных факторов от влияния канцерогенных и других антропогенных вредных химических веществ, поступающих в природную среду в результате эксплуатации транспорта, работы основной массы промышленных предприятий, научно-необоснованной химизации сельского хозяйства и других производств, к существованию которых население привыкло на протяжении многих десятилетий, приводит к негативному отношению населения к ядерной энергетике и перенесения на ядерный комплекс всей ответственности за вредное воздействие на человека и природу всей промышленности, энергетики, транспорта, сельского хозяйства. В результате такого положения оказывается, что большинство общественных движений выражает стремление защитить природу и человека в первую очередь только от воздействия радиационных факторов. Результатом такого подхода – закрытие действующих и запрет на строительство новых ядерных

объектов в ряде зарубежных стран, что может привести к осложнению экономической и экологической ситуации в регионах.

Преодоление негативных последствий социально-экологического характера необходимо вести по различным направлениям, учитывающим как технические, так и социальные аспекты проблемы обращения с РАО.

Наиболее существенными из них можно считать:

- решение вопроса с размещением объектов обращения с РАО в малонаселенных районах на землях, не пригодных для сельскохозяйственной деятельности;

- использование на всех этапах обращения с РАО технологии, которые соответствуют максимальным требованиям радиационной безопасности, сокращения до минимума количества мест длительного хранения и захоронения РАО, обсуждение технических решений по ним с общественностью, в процессе которого должен проходить процесс переведения «разрушительной» критики в конструктивную;

- проведение информационно-пропагандистской работы среди населения для разъяснения природы ионизирующих излучений, их влияния на организм человека, о применении мер для повешения безопасности при обращении с РАО.

Для целенаправленной информационно-пропагандистской работы с населением в районах размещения объектов обращения с РАО необходимо привлекать специалистов предприятий по связям с общественностью, имеющих доверие и влияние на население деятелей науки, культуры, религиозных и общественных деятелей и журналистов.

Следует помнить, что ионизирующее излучения действительно смертельно опасно при воздействии на человека и окружающую среду. При больших дозах оно вызывает серьезные поражения тканей, а при малых дозах может вызвать рак и индуцировать генетические эффекты, которые могут появиться у детей и внуков, подвергшихся облучению, или у его более отдаленных потомков.

Однако для основной массы населения самые опасные источники не те о которых больше всего говорят. Наибольшую дозу человек получает от естественных источников радиации. Особенно от техногенно усиленного естественного происхождения источника ионизирующего излучения. Это случаи, когда источник ИИ естественного (природного) происхождения, который в результате хозяйственной и производственной деятельности человека был подвергнут концентрированию, или увеличилась его доступность, вследствие чего возникло дополнительное (естественному радиационному фону) излучение.

К производствам, на которых может иметь место облучение персонала от техногенно усиленных источников естественного происхождения относят:

- добычу полезных ископаемых (не урановых) в подземных рудниках и шахтах;

- добычу полезных ископаемых и минерального сырья в наземных условиях: карьеры, нефтеразработка;

- переработку полезных ископаемых и минерального сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов: черных, цветных и редких металлов, нефти;

- фарфоро-фаянсное производство;

- производство фосфорных удобрений;

- технологии, использующие циркониевые пески;

- производство тугоплавких материалов;

- изготовление и использование промышленных изделий и материалов с торий содержащими соединениями;

- технологии, связанные с производством и использованием титаноксидных красителей;

- использование в строительной индустрии отходов: зола, шлаки, в которых при сгорании твердого топлива возрастает концентрация природных радионуклидов;

- производства размещенные в одноэтажных домах, подвалах, полуподвалах и первых этажах многоэтажных зданий, где работают люди по найму и находятся в этих помещениях не менее 50% рабочего времени.

Кроме того на человека и окружающую среду воздействуют следующие источники излучения радиационный и естественный фон:

- природные радионуклиды содержащие в строительных материалах и минеральном строительном сырье;

- радионуклиды радона с продуктами их распада в воздухе помещений;

- природные радионуклиды в питьевой воде;

- природные радионуклиды в минеральных удобрениях (далее с сельхозпродукцией переходят в организм человека и животных);

- природные радионуклиды в изделиях массового использования из фарфора, фаянса, стекла и глины;

- природные радионуклиды в минеральных красителях и глазури.

Таким образом, на протяжении жизни (средний возраст 70 лет) человек получает дозу от естественных (природных) источников ИИ, составляющих радиационный фон места проживания от 0,6 до 0 Зв.

Годовая норма дозы облучения персонала АЭС и предприятий связанных с обращением с РАО не превышает 1 мЗв/год. Для объектов окружающей среды в местах расположения объектов обращения с РАО (вне санитарно-защитной зоны) годовая доза не превышает дозу полученной от естественного радиационного фона.

10.2. Минимизация отходов как структурный элемент обращения с РАО

Целью минимизации радиоактивных отходов является снижение распространения радиоактивного загрязнения, предотвращение распространения радиоактивного загрязнения, снижение объема отходов предназначенных для захоронения, соответствующее снижение влияния на окружающую среду, а также

снижение стоимости обращения с загрязненными материалами. Минимизация радиоактивных отходов является составной частью Государственной программы обращения с РАО. В соответствии этой программой на каждом предприятии производящих и перерабатывающих РАО составляется и реализуется программа минимизации РАО. Установлена ответственность организаций производящих радиоактивные отходы за выполнение программы минимизации.

10.2.1 Основные принципы минимизации радиоактивных отходов

Основные (стратегические) элементы минимизации отходов могут быть разделены на четыре категории:

1. Снижение количества источников образования отходов и поддержание образования радиоактивных отходов на минимально возможном уровне.

2. Предотвращение возможности распространения радиоактивных загрязнений, которые приводят к образованию дополнительного количества отходов. Если отходы образовались, установить контроль за их надежной изоляцией и предотвращения возможного распространения загрязнения.

3. Рецикл и повторное использование материалов. Оптимизация возможности извлечения ценных и полезных материалов и оборудования из потенциальных либо реальных отходов для их рецикла и повторного использования в исходных, аналогичных или других процессах.

4. Оптимизация технологических процессов обращения с РАО. Уменьшение количеств РАО путем применения адекватных способов и эффективных технологий обработки. Внедрение новых ресурсосберегающих технологий обращения с РАО.

10.2.2 Контроль образования отходов

На протяжении всего срока службы установок и оборудования, при эксплуатации которых образуются радиоактивные отходы, их образование должно поддерживаться на минимально возможном, либо приемлемом уровне, как по объему, так и по активности. Это может достигаться соответствующими проектированием установок, выбором и контролем эксплуатационных материалов и процедур, правильной эксплуатацией установок, высокой квалификацией операционного персонала.

10.2.3 Предотвращение распространения загрязнений

Предотвращение распространения радиоактивного загрязнения является важным в плане минимизации отходов, поскольку снижает необходимость в проведении дополнительных дезактивационных работ, и как следствие, снижает образование вторичных отходов непосредственно на месте их образования. Практика предотвращения загрязнений должна соблюдаться везде, где это экономически оправдано и не приводит к дополнительному риску и неоправданному усложнению процесса эксплуатации установки. Важным является также сортировка отходов непосредственно на месте их образования, что способствует снижению количества отходов за счет перекрестного загрязнения и значительно облегчает их дальнейшую обработку.

10.2.4 Рецикл и повторное использование материалов

Количества загрязненных материалов, представляющих определенную ценность и попадающих в категорию отходов, зависит от многих факторов и от этапов эксплуатации установок. При нормальной эксплуатации установок количества отходов могут быть сравнительно небольшими. При проведении ремонтных работ или реконструкции количество отходов вовлеченных в отходы материалов может быть значительно больше, чем при нормальной эксплуатации установок. При демонтаже и снятии с эксплуатации количество отходов и материалов, попадающих в эту категорию, может быть существенным, что делает проблему минимизации отходов в этом случае особенно важной и актуальной.

Выделение полезных или пригодных к повторному использованию материалов может значительно снизить количество отходов предназначенных для длительного хранения или захоронения, повлиять на экономику и безопасность всего процесса обращения с радиоактивными отходами. Для реализации такого подхода кроме определенных технических возможностей необходимо наличие установленных критериев приемлемости таких материалов для повторного использования, соответствующей методологии и инструментов измерения очень низких уровней загрязненности. Критерии приемлемости таких материалов для повторного использования могут быть достаточно жесткими для неограниченного использования материалов, либо менее жесткими для ограниченного использования материалов только в определенных процессах, где такие критерии с точки зрения безопасности являются оправданными.

10.2.5 Снижение объемов радиоактивных отходов

В дополнение к снижению отходов на стадии их образования важным элементом минимизации отходов является снижение их объема уже после того как они образовались. В этом случае речь идет только о возможном снижении объема отходов и соответствующего увеличению удельной радиоактивности в результате концентрирования. Такое уменьшение объема уменьшает стоимость хранения и захоронения и может достигаться применением различных методов обработки и концентрирования, таких как, сжигание, прессование, выпаривание, фильтрация с использованием ионообменных процессов и др. Уменьшение объемов радиоактивных отходов позволит увеличить сроки эксплуатации хранилищ и площадок по захоронению отходов и уменьшить потребность к их перевозке.

10.2.6 Практическое выполнение установленных принципов минимизации радиоактивных отходов

Практическая реализация установленных фундаментальных принципов снижения количества радиоактивных отходов может быть достигнута выполнением комплекса организационных и технических мероприятий. Первым этапом любой стратегии минимизации отходов является поддержание на минимально возможном уровне образования радиоактивных отходов. Применение передовых, ресурсосберегающих технологий по переработке отходов, адекватных для

каждого типа отходов должно рассматриваться как последняя стадия, когда образование отходов предотвратить невозможно.

10.2.7 Эксплуатационная культура

Наиболее доступным методом минимизации радиоактивных отходов является снижение возможности их образования и предотвращение распространения радиоактивного загрязнения. Установление соответствующих правил, условий и практики, которые отвечали бы требованиям культуры производства предприятия на всех стадиях производства, является ответственность руководства предприятия на всех стадиях производства от его проектирования и строительства, последующей эксплуатации, ремонта и модернизации, а также на стадии снятия с эксплуатации и демонтажа включительно. Культуру производства должно инициировать руководство предприятия, которое должно способствовать в дальнейшем ее совершенствованию путем взаимных консультации и создания соответствующей атмосферы заинтересованности и коллективного чувства ответственности. Это предполагает использование как административных механизмов, связанных непосредственно с управлением (контроль и поощрение), так и постоянное повышение квалификации персонала, которое способствует улучшению понимания персоналом проблемы в целом, ее отдельных составляющих на отдельных этапах производства и пониманию путей ее решения на отдельных рабочих местах.

Подготовка и детальная переработка эффективных рабочих планов, адекватная организация труда, обеспечение необходимыми инструментами и материалами способствует предотвращению тех операций или действий, которые приводят к образованию дополнительного количества радиоактивных отходов, обеспечивает предотвращение распространения загрязнения, оптимизирует использование рабочего времени, снижает дозовые нагрузки на персонал и т.п.

Каждый работник должен понимать необходимость и возможность минимизации отходов в рамках тех заданий, за выполнение которых он отвечает. Более конкретно это может включать, например, использование временных средств для предотвращения загрязнения контейнеров для сбора отходов, средств для дезактивации инструмента и оборудования, отдельного сбора радиоактивных отходов и неактивных отходов или радиоактивных отходов разных категорий непосредственно на рабочем месте и т.д. Каждый работник должен быть проинструктирован, и иметь квалификацию, соответствующую сложности и ответственности выполняемой работы или операции. Необходимо так же иметь представление о характере обращения с образующимися отходами и имеющихся или необходимых способах их обработки принятыми на предприятии, что способствует пониманию принципов сортировки отходов для облегчения процедур их последующей обработки.

10.2.8 Административный контроль и управленческая инициатива

Административный контроль и управленческая инициатива являются важными элементами реализации минимизации радиоактивных отходов. На разных этапах эксплуатации эти элементы могут несколько отличаться, но в целом,

рассматривая весь период жизни установки или предприятия от его проектирования до снятия с эксплуатации, эти элементы включают:

- сбор и обновление всей информации относящейся к проекту (схемы, чертежи, спецификации материалов, информация обо всех изменениях и модификациях оригинального проекта, данные об эксплуатационных характеристиках и параметрах, их изменениях, данные об авариях и аварийных ситуациях, других отклонениях от нормальной эксплуатации и т.д.).

Эти данные важны при принятии решения о выводе из эксплуатации и демонтаже оборудования, однако и на стадии эксплуатации сбор и анализ этих данных может оказать серьезное влияние на выбор стратегии минимизации радиоактивных отходов.

- Создание организационной структуры, которая бы определяла ответственность должностных лиц за все аспекты обращения с радиоактивными материалами и отходами на предприятии и которая бы устанавливала и определяла прямую заинтересованность в реализации наиболее эффективной практики минимизации радиоактивных отходов.

- Создание системы учета радиоактивных материалов и отходов, позволяющая следить за их количеством, активностью, другими важными характеристиками и местом нахождения.

- Определить все места в рабочей зоне или этапы в технологическом процессе, где возможно предотвращение радиоактивного загрязнения и образования отходов, например путем исключения упаковочных материалов, которые в конечном итоге становятся радиоактивными отходами, использование материалов которые бы позволяли их повторное использование. Такой анализ должен периодически повторяться для определения новых возможностей минимизации отходов или для определения изменившихся условий и принятия новых решений.

- Улучшать эксплуатационную практику и технологию производства, обмениваться информацией и опытом по сбору, сортировке и обработке отходов, способствующей снижению их количества (как по объему, так и по активности).

- Обеспечивать всестороннее обучение и подготовку персонала. Проводить постоянные курсы, повышающие знания и информацию важную для повышения эффективности работы. Оперативный персонал должен четко понимать необходимость и важность снижения объемов радиоактивных отходов, и четко представлять каким путем это может быть достигнуто на его рабочем месте или участке.

В некоторых странах существует развитая система регулирования и административного контроля, позволяющая управлять всеми процессами обращения с радиоактивными отходами и осуществлять их контроль. Наличие таких систем регулирования является необходимым для оказания действенной помощи операторам ядерных установок и производств в установлении эффективной практики обращения с отходами и обеспечение соответствующего уровня безопасности при проведении этих работ.

Реализация стратегии минимизации радиоактивных отходов это всегда задачи по оптимизации, когда принимаются в расчет такие факторы как дозы облучения получаемые операторами, стоимость сэкономленных или возвращенных в производство материалов, стоимость хранения или захоронения отходов, перевод отходов в менее опасную категорию, объемы отходов в отдельных категориях и т.д.

10.2.9 Технические факторы, влияющие на минимизацию отходов

Технические факторы, влияющие на образование радиоактивных материалов и на минимизацию радиоактивных отходов, могут быть разделены на четыре категории:

- проектирование установок и систем и выбор приемлемых (соответствующих) технологий;
- выбор необходимых конструктивных и эксплуатационных материалов;
- эксплуатация и техническое обслуживание установок и систем;
- предотвращение загрязнения радиоактивными материалами и дезактивация.

11. ВЫБОР ТЕХНОЛОГИЙ И КАЧЕСТВО ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

11.1. Общий подход при выборе технологий обращения с РАО

На выбор технологий обращения с РАО могут оказывать влияние как технические, так и нетехнические факторы:

11.1.1 Нетехнические факторы

К нетехническим факторам влияющих на выбор оптимальных технологий обращения с РАО необходимо отнести и учитывать:

- адекватность и учет специфики национальной системы обращения с отходами;
- наличие и выполнение требований норм национального и международного законодательства;
- оптимальная производственная инфраструктура;
- трудовые ресурсы и компетентность персонала, обслуживающих систем обращения с РАО;
- стоимость и финансирование (учитывать источники и стабильность финансирования в том числе и на перспективу);
- географические и геологические условия при размещении предприятий обращения с РАО.
- международное сотрудничество.

Адекватность национальной системы обращения с радиоактивными отходами предусматривает:

- идентификацию организации вовлеченных в обращение с радиоактивными отходами и определение их обязанностей;

- выбор целей радиационной защиты персонала и населения, а так же защиты окружающей среды;
- идентификацию существующих и ожидаемых радиоактивных отходов (включая их расположение, радионуклидный состав, и другие физические, химические и радиохимические характеристики);
- контроль за образованием и кондиционированием отходов, включая минимизацию;
- установление ответственности и системы государственного контроля за безопасное обращение с РАО.

Выполнение требований норм и правил предусматривает:

- планирование организационных и технических мероприятий по защите окружающей среды;
- радиационную и ядерную безопасность персонала и населения;
- безусловное выполнение требований правил безопасной транспортировки и временного хранения радиоактивных материалов;
- требования по контролю отходов.

Контроль радиоактивных отходов.

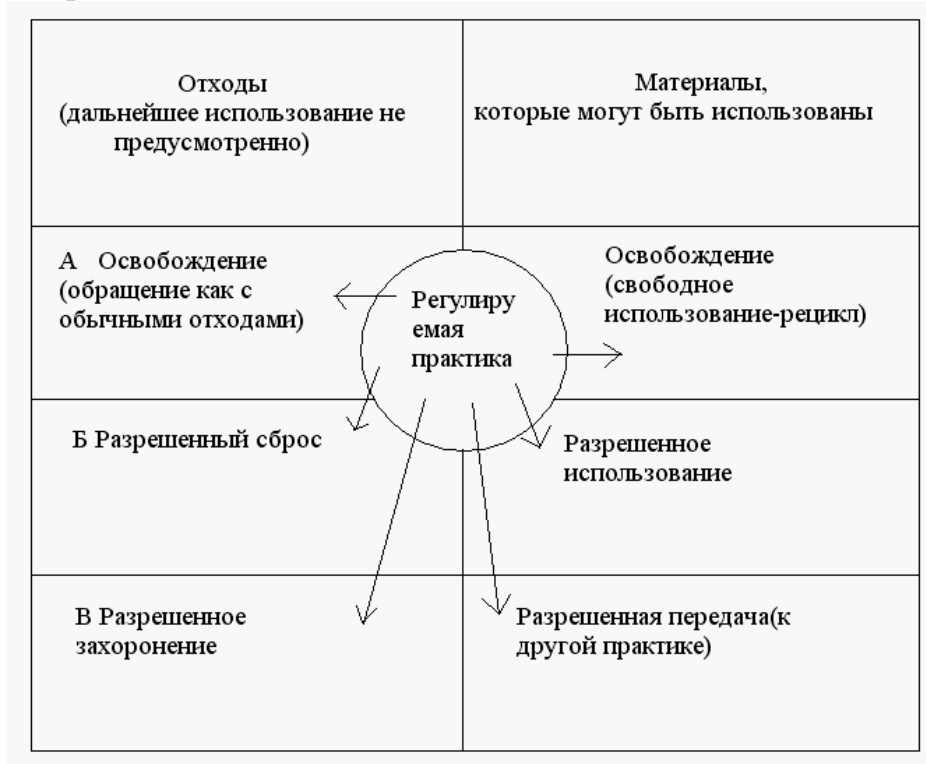


Рис. 40. Схема организации контроля радиоактивных отходов:

А – Освобождение от регулирующего контроля;

Б – Условное освобождение материалов от контроля;

В – Сохранение контроля

Производственная инфраструктура должна учитывать:

- степень, в которой технология обращения с радиоактивными отходами может быть использована в зависимости от доступности производственных ресурсов, включая состояние промышленности, наличие транспортных средств, связи и других элементов инфраструктуры;

- доступность промплощадки, наличие транспортной системы и промышленности, способной изготавливать, например контейнеры для отходов, примеры инфраструктуры, которые могут затрачивать и влиять на процессе выбора оптимальной технологии обращения с отходами.

Трудовые ресурсы и компетентность персонала при выборе технологии:

- наличие трудовых ресурсов с достаточным уровнем подготовки и компетентности персонала для эксплуатации, обслуживания и систем;
- учет влияния уровня компетентности персонала на выбор технологии обращения с радиоактивными отходами в отношении сложности используемого оборудования и технологий;
- учет наличия подготовленного и квалифицированного персонала, способного действовать в условиях аварийной ситуации;
- наличие развитой системы обучения и повышения квалификации персонала.

Стоимость различных технологий по обращению с радиоактивными отходами могут сильно отличаться друг от друга. Экономические соображения могут быть определяющими в выборе технологий и в ряде случаев могут заставить отказаться от более эффективного, но дорогостоящего метода обработки отходов. Недостаточное финансирование может привести к несоблюдению норм и требований безопасности или к неспособности обеспечить основные услуги в области обращения с отходами.

Структура и механизм финансирования должна базироваться на различных источниках. Работы по обращению с РАО могут финансироваться из бюджета, а так же могут оплачиваться полностью или частично организациями и предприятиями, где эти отходы образуются.

Социально-политические факторы. При выборе технологий обращения с РАО, особенно крупномасштабной, необходимо привлекать общественное мнение при принятии решения. При этом в большинстве случаев политические решения могут играть решающую роль по сравнению с технической целесообразностью.

География региона может влиять на выбор технологий обращения с РАО, так как различные технологии могут предъявлять различные требования к использованию земли или воды.

При размещении технологических объектов и предприятий по обращению с РАО необходимо учитывать их близость к населенным пунктам, к материальным ресурсам и степень развития инфраструктуры местности.

Особенно сильно географические и геологические условия влияют на выбор технологии по захоронению РАО.

Международное сотрудничество. При выборе технологии обращения с РАО всегда должна рассматриваться доступность ресурсов в других странах (особенно в соседних).

Должны рассматриваться возможности отправки или приема радиоактивных отходов в другую страну или лизинга. Наличие двусторонних или региональных соглашений по сотрудничеству помогут сэкономить средства и

уменьшить потенциальную опасность, связанную с радиоактивными отходами. Кроме того, следует учитывать в своих расчетах помощь, оказываемую международными и благотворительными организациями (МАГАТЭ, Международная комиссия и т.п.).

11.1.2 Технические факторы

К техническим факторам, определяющим возможности оптимальной технологии обращения с РАО можно отнести:

- характеристики поступающих на хранение и переработку образованных радиоактивных отходов;
- масштабы применения выбранной технологии и ее рентабельность;
- надежность технологии;
- диапазон применения технологии;
- сложность и ремонтпригодность оборудования, возможность модернизации;
- сокращение объема отходов в технологических процессах;
- характеристики обработанных (переработанных) отходов;
- вторичные отходы (объемы и их характеристика);
- научно-исследовательская работа (оптимизация технологических процессов, минимизация, надежность и безопасность окончательного захоронения);
- гарантии МАГАТЭ и ядерная безопасность;
- наличие и расположение производственных площадей.

Характеристика радиоактивных отходов. Поступающие на хранение и переработку радиоактивные отходы относят к семи группам, которые могут быть не взаимоисключающими. К ним относятся:

- твердые радиоактивные отходы;
- отработанное ядерное топливо;
- отработавшие радиоактивные источники;
- биологические радиоактивные отходы;
- жидкие (водные) радиоактивные отходы;
- жидкие (органические) радиоактивные отходы;
- газообразные радиоактивные отходы.

Каждая группа приведенных отходов может состоять из материала, загрязненного или содержащие радионуклиды с различными физико-химическими свойствами. Эти свойства накладывают некоторые ограничения на выбор доступных технологий обращения с отходами.

Масштабы применения выбранной технологии. Следует учитывать, что если количество поступающих на переработку отходов велико, то необходимо применять технологии по уменьшению их объемов, которые, как правило, требуют специального, часто сложного и дорогого оборудования.

Некоторые процессы могут быть только маломасштабными, например те, которые требуются для подготовки отработавших источников для захоронения или те, превращение которых в полномасштабные требует значительных усилий. Другие процессы являются полномасштабными по определению.

Надежность технологии. Выбранная технология должна быть «чувствительна» и адекватна к изменению физико-химического и радиохимического состава, поступающих на переработку отходов.

Зависимость технологического процесса от параметров и характеристик исходного материала должна быть минимальной.

Надежность технологии находится в прямой зависимости от сложности эксплуатации, обслуживания и снятия с эксплуатации оборудования.

«Диапазон применения» имеет отношение к типу и категории отходов, которые могут обрабатываться. Он позволяет сравнить и выявить различия между одной технологией, которая является эффективной только для одного потока (вида) отходов, и другой, которая может быть применимой для многих типов отходов.

Характеристики обработанных (переработанных) отходов. При выборе метода или технологии переработки РАО необходимо учитывать характеристики продукта, получаемого в результате обработки.

Продукты переработки могут предназначаться для следующих целей:

- дальнейшей обработки;
- захоронения без дополнительной обработки;
- иммобилизации для захоронения;
- иммобилизации для хранения;
- временного хранения;
- подготовки для транспортировки или захоронения.

Вторичные радиоактивные отходы. Необходимо всегда учитывать свойства и объемы образующихся вторичных радиоактивных отходов и предусмотреть необходимость их обработки.

Следует иметь в виду, что для их обработки может потребоваться дополнительное оборудование.

Сложность и ремонтпригодность оборудования. Техничко-экономические показатели оборудования, входящего в технологический процесс оказывающие влияние на его обслуживание:

- простота конструкции;
- радиационная стойкость материалов;
- сопротивление коррозии;
- износостойкость и ремонтпригодность;
- сложность или простота дезактивации.

Преимуществами обладают технологии, у которых в процессах:

- минимальное количество движущихся частей или они полностью отсутствуют;
- используются доступные и недорогие реагенты или материалы;
- простое управление технологическим процессом;
- для эксплуатации оборудования не требуются высокого уровня технической компетентности.

Сокращение (минимизация) объемов отходов. Высокая степень сокращения (минимизация) отходов особенно важна в тех случаях, когда возникают большие объемы и расходы на их перевозку и захоронение велики.

Для небольших объемов стоимость установок по переработке отходов, проблема вторичных отходов, которые возникнут в будущем от снятия с эксплуатации самих установок и оборудования, может во много раз превысить любую краткосрочную прибыль.

Научно-исследовательские работы. Исследовательские программы дорогие и требуют высококвалифицированного персонала и исследовательского оборудования. Однако постоянные исследовательские работы необходимы, так как использование зрелых, проверенных временем технологий не будет нуждаться в проведении дорогостоящих исследований, в то же время как выбор инновационных технологий автоматически потребует дополнительных исследований.

Для производителей небольших объемов отходов научные исследования могут ограничиваться проверкой совместимости перерабатываемых отходов с имеющимися апробированными технологиями.

11.2. Качество при обращении с радиоактивными отходами

Одной из основных задач систем качества является признание государством и общественностью такой деятельности предприятия, которая гарантирует обеспечение требований безопасности и качества работ.

Обеспечение безопасности на всех этапах обращения с радиоактивными отходами согласно ст. II N 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами» является обязанностью лицензиатов. Важнейшим элементом обеспечения безопасности при обращении с РАО и необходимым условием получения лицензии регулирующего органа является наличие системы качества.

Федеральный стандарт РФ и другие нормативные акты России определяет систему качества, как «совокупность организационной структуры методик, процессов и ресурсов, необходимых для осуществления общего руководства качеством».

11.2.1 Основные положения системы качества в сфере обращения с РАО

Система качества предприятий, осуществляющих деятельность в сфере обращения с РАО, охватывает все стадии производственного процесса:

- проектирование и/или разработка технических требований на специальное оборудование, контейнеры, хранилища и т.п.;
- монтаж, приемка в эксплуатацию, эксплуатация, проведение ремонтов и обслуживание, снятия с эксплуатации систем обращения с РАО;
- подготовка и ведение технологических процессов по сбору, сортировке, переработке, перевозке, учету радиоактивных отходов и т.п.;
- контроль, мониторинг, проведение испытаний;
- упаковка, хранение и/или захоронение радиоактивных отходов и т.п.

Общее руководство качеством включает те аспекты управления, которые определяют политику предприятия в области качества, цели и распределения ответственности, а также подразумевает реализацию на предприятии основных составляющих общего руководства качеством таких как: планирование качества, управление качеством, обеспечение качества, улучшение качества.

Планирование качества представляет собой деятельность, в ходе которой определяются:

- цели, основные задачи, основные принципы деятельности в области качества;
- обязательства руководства предприятия в отношении политики в области качества;
- место и роль работников предприятия при реализации заявленной политики в области качества;
- требования к качеству;
- модель системы качества, применимость ее элементов.

Планирование системы качества включает деятельность, направленную на внедрение системы качества, и разработку положений по улучшению качества.

Основные цели в области качества направлены на:

- достижение и поддержание качества продукции (результаты деятельности) предприятия, соответствующего установленным или ожидаемым требованиям к качеству;
- достижение и поддержание высокого уровня эффективности производственно-экономической деятельности предприятия.

Основные задачи предприятия в области качества включают:

- создание и внедрение эффективной системы качества на предприятии;
- создание условий, обеспечивающих вовлечение персонала предприятий в процесс общего руководства качеством, максимальное раскрытие творческих возможностей;
- повышение культуры производства;
- постоянное совершенствование производственной деятельности за счет внедрения прогрессивных технологий, компьютеризации производства, а также всестороннего обучения персонала как в области современных методов обеспечения качества, так и в области профессиональной подготовки.

По характеру воздействия на различные стадии производственного цикла в системе качества можно выделить три направления:

- обеспечение качества,
- управление качеством,
- улучшение качества.

Обеспечение качества представляет совокупность планируемых и систематически проводимых мероприятий, создающих необходимые условия для выполнения каждого этапа работ таким образом, чтобы результаты удовлетворял определенным требованиям по качеству.

Мероприятия планируются в виде программ пуска или снятия с эксплуатации установок, реконструкция технологических систем и т.п. и должны содер-

жать задания по технологическому уровню и качеству работ, требования к ресурсному обеспечению всех этапов работ (требования к оборудованию, сырью, комплектующим, персоналу и т.п.).

Управление качеством – это методы и деятельность оперативного характера. К ним относят управление процессами, выявление различного рода несоответствия в производстве или системе качества и устранение этих несоответствий и выявление причин их возникновения.

Управление качеством является необходимым принципом по отношению ко всем элементам системы на всех стадиях производственного процесса. Управление качеством включает также элементы быстрого реагирования, направленные на устранение производственной деятельности.

Устранение несоответствий выполняют путем:

- регулировки технологических параметров;
- ремонта оборудования;
- повторного проведения технологического процесса;
- фиксирования возможности использования технологического оборудования с отступлением от установленных характеристик;
- принятия решения о возможности использования процесса или продукции с отступлениями от установленных требований;
- отнесения оборудования, материалов предприятия к другой категории для использования в других целях.

Улучшение качества предполагает постоянную деятельность, направленную на повышение технического уровня работ, качества их проведения, совершенствования элементов производства и системы качества.

Объектом процесса улучшения качества может стать любой элемент производства, например: уменьшение объемов образования и минимизация РАО, снижение дозовых нагрузок при обращении с РАО, усовершенствование уплотнения контейнеров с РАО, их крепления при транспортировании.

Улучшение качества включает все принимаемые меры на повышение эффективности и результативности, как отдельных процессов, так и деятельности предприятия в целом для выполнения установленных требований к качеству.

Руководство по качеству разрабатывается на предприятии в форме стандарта предприятия (комплексная система управления качеством).

В программе обеспечения качеством предприятия определяются следующие показатели:

- характеристика уровня качества элементов установки, системы, хранилища, объекта и т.п.;
- методы достижения и поддержания этого уровня качества;
- контроль над его достижением и поддержанием;
- анализ и исправление возможных отклонений;
- учет результатов контроля и формы отчетности;
- необходимый персонал и его квалификация;
- необходимые технические средства обеспечения качества;

- сохранность проектной, строительной, эксплуатационной и разрабатываемой документации.

Все элементы системы качества должны быть предметом регулярной внутренней проверки, анализа и оценки с точки зрения их эффективности, обеспечивающей реализацию политики и целей по качеству.

11.2.2 Создание и внедрение системы качества на предприятии

Составляющие системы качества на любом предприятии присутствуют в том или ином виде. Однако практика показывает, что развитие техники и технологий обеспечения безопасности значительно опережает развитие методов управления и организации, в том числе и при обращении с радиоактивными отходами.

Часто, процессы совершенствования организационной структуры и системы управления предприятия, которые являются неотъемлемыми составляющими процесса создания и совершенствования системы качества, тормозят из-за отсутствия нормативных требований к обеспечению качества при обращении с РАО. Практика обеспечения качества, формально отражается в организационно-технической документации значительно отличается от реально функционирующей. Это приводит к росту влияния субъективных факторов на качество, безопасность и эффективность деятельности. Преобразование действующей практики обеспечения качества в эффективную, отвечающую современным требованиям систему качества – реальный путь для достижения целей качества, безопасности и эффективности.

Создание и успешное функционирование системы качества предприятия – сложный процесс, на который влияют экономическое состояние страны и отрасли, техническая оснащенность предприятия, научно-технический уровень проекта и качество установленного на предприятии оборудования, достигнутый уровень культуры безопасности, в первую очередь руководителей и другие аспекты.

Ключевым моментом при создании системы качества является понимание и полная поддержка задачи высшим руководством предприятия (лицензиата), на первого руководителя которого возлагается вся полнота ответственности за определение и проведение соответствующей политики в области качества.

Разработка самой системы не достаточно, так как необходимо ее еще продемонстрировать и на практике доказать ее работоспособность.

Представление системы и доказательство ее работоспособности осуществляется в основном привлечением экспертных и сертифицированных организаций.

Эксперты рассматривают систему обеспечения качества или управления защитой окружающей среды и сопоставляют с требованиями соответствующих стандартов и предписаний. Если эта система соответствует всем положениям, выдается сертификат об этом.

На каждом этапе лицензирования – проведения проектно-испытательных работ по выбору площадки, вводе в эксплуатацию, эксплуатации и др. система обеспечения качества лицензиата подлежит согласованию с органами ядерного

регулирования, по охране природной окружающей среды, а также ядерной и радиационной безопасности.

Выдача сертифицированных документов, подтверждающих качество поставок при осуществлении деятельности связанной с использованием ядерной энергии осуществляется Государственным центром регулирования качества поставок и услуг (СЕРТАТОМ).

При поставках импортного оборудования СЕРТАТОМ определяет программу сертификации, требования к выдаче сертификата соответствия или сертификата признания иностранного сертификата.

Многие страны мира, в т.ч. Россия, следуют рекомендациям стандартов серии 9000 Международной организации по стандартизации (ISO) при разработке и внедрении системы качества. Преимуществом стандартов является то, что они обобщают передовой опыт десятков тысяч предприятий и компаний мира в области качества, и содержат наиболее полный набор требований к системам качества.

Стандарты серии 9000 носят общепромышленный характер, поэтому необходима адаптация и конкретизация их положения для применения к сфере обращения с РАО на конкретном предприятии. Методические основы создания эффективной функционирующей системы качества содержатся в стандартах ISO серии 9000 (132 - 154) и рекомендуемой литературе (155 - 159), содержащих рекомендации по созданию системы качества для обеспечения ядерных установок и при обращении с РАО.

Создание на предприятии системы качества осуществляется в три последовательных этапа:

- 1 – обследование предприятия;
- 2 – разработка системы качества согласно выбранной модели;
- 3 – внедрение системы качества.

Задача первого этапа – определить все достижения и противоречивые моменты в организации производства, в системе управления предприятия, документации и т.п. с тем, чтобы при разработке системы качества все отрицательные составляющие были ограничено в нее включены, и повышение внимания было уделено «узким местам».

Задача второго этапа – выбор модели системы качества из предлагаемых стандартами ISO серии 9000 и ее адаптация к условиям конкретного предприятия: определение применимости и(или) степени и специфики приемлемости элементов выбранной модели; разработка Руководства по качеству. Следует отметить, что создание и внедрение системы качества соответствующего предприятия, требует четких, взвешенных и логических последовательных шагов. В этих случаях, создаваемая система качества должна намного опережать существующую реальность таким образом, чтобы обеспечить возможность приведения существующей практики в соответствии с создаваемой системой.

После завершения первых шагов, осуществляют следующие, обеспечивающие возможность последовательного и непрерывного совершенствования системы.

Задачи третьего, самого длительного и сложного этапа, который начинается с издания руководством предприятия приказа о введении в действие руководства по качеству – постепенный, четко планируемый переход к более совершенной и эффективной форме организации деятельности предприятия.

11.2.3 Основные требования к программе обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами

Модель системы качества на предприятии или учреждении по структуре и содержанию должна соответствовать требованиям нормативных положений, а также требованиям свода положений МАГАТЭ серия 50-C/SG-Q.

Основой для построения системы управления качеством при обращении с радиоактивными отходами в России является «Программа обеспечения качества», которая изложена в НП-042-02 «Требования к программе обеспечения качества для исследовательских ядерных установок».

В структуру требований к программе обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами входят разделы:

- термины и определения;
- назначение и область применения;
- основные положения;
- структура и содержание программы обеспечения качества эксплуатирующей организации и организации, выполняющих работы и представляющих услуги для эксплуатирующей организации.

Содержательные элементы системы управления качеством определяется федеральными стандартами ГОСТ Р ИСО 9000-2001, ПНАЭ Г-01-011-97 (НП-001-97), и сводом МАГАТЭ.

Термины и определения. При разработке программы используют следующие термины и определения:

Качество – совокупность свойств и характеристик работ (услуг) или оборудования при обращении с радиоактивными отходами, определяющих их способность удовлетворять установленным требованиям в соответствии с их назначением;

Корректирующие меры – деятельность, с помощью которой устраняются несоответствия и предотвращается их повторение;

Несоответствие – отступление от требований к качеству, которое делает качество работы (услуги) или оборудования неприемлемым;

Обеспечение качества при обращении с радиоактивными отходами (далее – обеспечение качества) – планируемая и систематически осуществляемая деятельность, направленная на то, чтобы все работы по обращению с радиоактивными отходами, влияющие на ядерную и радиационную безопасность, проводились в соответствии с требованиями норм и правил в области использования ядерной энергии и источников ионизирующих излучений и других нормативных документов, а их результаты удовлетворяли предъявленным требованиям;

Общая программа обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами (далее – общая программа обеспечения качества) – про-

грамма обеспечения качества эксплуатирующей организации и(или) организации, выполняющих работы и представляющих услуги для эксплуатирующей организации, объединяющая все частные программы обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами;

Пересмотр программы обеспечения качества – проверка программы обеспечения качества в целях подтверждения ее соответствия установленным требованиям или возможного усовершенствования;

Политика в области обеспечения качества – документально оформленное заявление руководства эксплуатирующей и(или) организации, выполняющих работы и представляющих услуги для нее, включающее основные средства и методы обеспечения качества в целях ядерной и радиационной безопасности.

Проверка – документированная деятельность, осуществляемая для оценки эффективности программы обеспечения качества.

Программа обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами (далее – программа обеспечения качества) – документально оформленный комплекс организационно-технических и других мероприятий по обеспечению качества, позволяющих руководству эксплуатирующей организации и(или) организации, выполняющих услуги для эксплуатирующей организации, убедиться в том, что вся деятельность, влияющая на ядерную и радиационную безопасность осуществляется в соответствии с требованиями законодательства, норм и правил в области использования атомной энергии и других нормативных документов. Программа обеспечения качества разрабатывается в виде общей или частной программой обеспечения качества;

Частная программа обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами (далее – частная программа обеспечения качества) – программа обеспечения качества работ (услуг) и (или) оборудования на конкретном этапе обращения с радиоактивными отходами (например, при размещении объекта, предназначенного для хранения и(или) захоронения радиоактивных отходов).

Назначение и область применения. Руководство по безопасности «Требования к программе обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами» (далее – Руководство) устанавливает требования регулирующего органа по ядерной и радиационной безопасности и программ обеспечения качества.

Оно распространяется на обращение с радиоактивными отходами на ядерных установках, радиационных источниках в пунктах хранения и хранилищах радиоактивных отходов.

Руководство не распространяется на обращение с радиоактивными отходами в границах площадки атомных станций.

Руководство по качеству разрабатывается на основании:

- Федеральным законом от 21 ноября 1995 года N 170-ФЗ "Об использовании атомной энергии
- НП-042-02 «Требования к программе обеспечения качества на всех этапах жизненного цикла ядерных установок»;

- Требования норм по безопасности, изложенные в стандарте и руководствах документах по безопасности МАГАТЭ. Серия Безопасность 50-C/SG-Q (руководства 50-SG-Q1-50-SG-Q5 и 50-SG-Q11).

Руководство предназначено для эксплуатирующих организаций и организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для эксплуатирующих организаций и МСК «Радон».

Основные положения. Эксплуатирующая организация осуществляет деятельность по обеспечению качества и разрабатывает программу обеспечения качества, а также контролирует деятельность по обеспечению качества организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для нее (изыскательские, проектные, конструкторские, исследовательские, строительные и монтажные организации, заводы-изготовители оборудования и др.). При этом организации, выполняющие услуги для эксплуатирующей организации, разрабатывают программы обеспечения качества с учетом требования эксплуатирующей организации. Эксплуатирующая организация во всех случаях организует и координирует разработку и выполнение программ обеспечения качества.

Программы обеспечения качества в сфере обращения с радиоактивными отходами разрабатывается:

- при размещении объектов, предназначенных для хранения и захоронения отходов;
- проектирование и конструирование объектов предназначенных для хранения и захоронения отходов;
- сооружение объектов, предназначенных для хранения и захоронения отходов;
- эксплуатации объектов, предназначенных для хранения и захоронения отходов;
- выводе из эксплуатации объектов, предназначенных для хранения и захоронения отходов;
- обращение с радиоактивными отходами на стадии переработки, транспортировки, хранения и захоронения;
- конструирование оборудования, предназначенного для сортировки, переработки, транспортировки, хранения и захоронения;
- изготовление оборудования, предназначенного для сбора, сортировки, переработки, транспортировки, хранения и захоронения.

Структура и содержание программы. В структуру программы обеспечения качества входят следующие разделы:

- цели и назначение программы обеспечения качества;
- политика в области обеспечения качества;
- организационно-правовая форма эксплуатирующей организации или организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для эксплуатирующих организаций;
- принятая документация для обеспечения качества;

- организационная структура эксплуатирующей организации или организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для эксплуатирующей организации;

- производственная деятельность эксплуатирующей организации или организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для эксплуатирующей организации;

- метрологическое обеспечение;

- контроль управления;

- управление поставками;

- контроль документов;

- контроль несоответствия;

- корректирующие меры;

- подготовка работников (персонала);

- проверки.

Содержание разделов программы обеспечения качества раскрывает следующие вопросы:

- цели и назначения программы обеспечения качества;

В этом разделе определяются конкретные конечные результаты деятельности по обеспечению качества эксплуатирующей организации или организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для нее, в целях обеспечения ядерной и радиационной безопасности при обращении с радиоактивными отходами.

- политика в области обеспечения качества эксплуатирующей организации или организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для эксплуатирующей организации.

Этот раздел должен содержать основы и описание политики в области обеспечения качества эксплуатирующей организации или организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для нее, сформулированной руководством эксплуатирующей организации или организации, выполняющих работы и представляющих услуги для нее, устанавливающей приоритеты обеспечения ядерной и радиационной безопасности при обращении с радиоактивными отходами.

Организационно-правовая форма эксплуатирующей организации или организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для эксплуатирующей организации.

Этот раздел содержит перечень ссылок на основные документы, определяющие организационно-правовую форму эксплуатирующей организации и (или) организации, выполняющих работы и представляющих услуги для нее, распределение ответственности за обеспечение качества между организациями, выполняющими работы и предоставляющими услуги для эксплуатирующей организации.

Документы, принятые для обеспечения качества.

Раздел содержит перечень документов правовой и нормативной базы принятых государством в области использования атомной энергии, международных,

государственных и отраслевых стандартов, а также других нормативных документов, принятых для обеспечения качества в эксплуатирующей организации и (или) организации, выполняющих работы и представляющих услуги для нее.

Организационная структура эксплуатирующей организации (или) организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для эксплуатирующей организации.

В разделе приводится общая схема организации работ по обеспечению качества, границы этапов работ, распределение основных функций, ответственности и полномочий между структурными подразделениями эксплуатирующей организации и (или) организации, выполняющих работы и представляющих услуги для нее. Кроме того, раздел содержит сведения о мероприятиях, обеспечивающих независимость подразделений ответственных за обеспечения качества.

Производственная деятельность эксплуатирующей организации и (или) организаций, выполняющих работы и представляющих услуги для эксплуатирующей организации.

Этот раздел включает перечень и описание процедур выполняемых персоналом, которые гарантируют выполнение необходимых операций по контролю качества конечных продуктов (результатов).

Метрологическое обеспечение.

В разделе приводится перечень и описание процедур определяющих организацию проверки, калибровку контрольно-измерительного оборудования и приборов; организацию учета и хранения эксплуатационной документации.

Контроль оборудования.

Раздел содержит перечень и описание процедур по организации идентификации, контроля (в том числе входного) и испытании оборудования, комплектующих изделий и материалов, включая закупки и поставки; обеспечение контроля достоверности результатов испытаний; обеспечение полноты состава видов контроля и испытаний; организацию хранения и транспортирование оборудования.

Управление поставками.

В разделе приводится перечень процедур и их описание, включая: организацию закупок и поставок оборудования, комплектующих изделий и материалов (в том числе процедуру выбора организации, поставляющих оборудование, комплектующих изделия и материалы); ведение документов на поставку оборудования, комплектующих изделий и материалов; проверки программ обеспечения качества организации, выполняющих работы и представляющие услуги для эксплуатирующих организаций.

Контроль документов.

В разделе приводится перечень и описание процедур касающихся: разработки, рассмотрения, согласования, анализа и хранения документов, которые содержат сведения о качестве работ (услуг), а также оборудования, комплектующих изделий и материалов; обновление документов (чертежей, инструкций, методик и др.) для обеспечения своевременного внесения в них необходимых

изменений и дополнений в порядке, установленном для разработки исходных документов (чертежей, инструкций, методик и др.).

Контроль несоответствия.

Раздел включает перечень и описание процедур: регистрация нарушений требований руководящих документов к качеству работ (услуг) оборудования (ошибки проектирования, дефекты при изготовлении, отказы оборудования при нормальной эксплуатации, ошибки работников (персонала)); организации системы сбора и обработки данных о нарушениях и причинах их возникновения; разработки мероприятий по предотвращению повторения несоответствия.

Корректирующие меры.

В разделе приводится перечень и описание процедур по разработке корректирующих мер, а также пересмотра программы обеспечения качества.

Подготовка работников (персонала).

Раздел содержит перечень и описание процедур: по организации подготовки, переподготовки, повышение квалификации и аттестации работников (персонала) в том числе выдачи соответствующих удостоверений; проведение анализа программ подготовки, переподготовки, повышение квалификации и аттестации работников (персонала); введение документации по подготовке, переподготовке, повышение квалификации и аттестации работников (персонала).

Проверки.

В разделе описываются процедуры проведения проверок направленных на установление фактического состояния полноты выполнения программы обеспечения качества; приводится перечень, содержания и сроки проведения проверок; в зависимости от специфики обращения с радиоактивными отходами в программу обеспечения качества могут вноситься дополнительные разделы; если эксплуатирующая организация или организация, предоставляющая услуги эксплуатирующей организации внедрила систему качества согласно международным стандартам ИСО серии 9000 и документально оформлено установленным порядком, то программа обеспечения качества может содержать ссылки на соответствующие элементы системы качества и описание дополнительных процедур обеспечения качества.

11.3 Международное сотрудничество в сфере безопасности и системы качества при обращении с РАО

С целью адаптации национальных законодательств и систем регулирования ядерной, радиационной безопасности и систем качества МАГАТЭ поддерживает национальные надзорные органы.

Несмотря на то, что в нормативных документах безопасности при обращении с РАО достигнуты значительные успехи в определении целей, путей их достижения и ожидаемых результатов в принятых различных технических решениях, однако они не могут учитывать возникающие в реальной практике обращения с РАО различные негативные ситуации. И особенно, принимаемые по ним технические решения. Информация между государствами членами МАГА-

ТЭ о принятых технических решениях по каждой конкретной ситуации обогащает взаимопонимание и способствует совершенствованию национальной системы безопасности.

Одним из важнейших элементов в усовершенствовании ядерной и радиационной безопасности, безопасности при обращении с РАО, является создание системы качества подписание и принятие международных соглашений.

К таким соглашениям, которые приняты странами, использующими ядерную энергию, в сфере ядерной и радиационной безопасности относятся:

- Конвенция о физической защите ядерного материала (принята в 1987 г.);
- Конвенция об оперативном оповещении о ядерной аварии (принята в 1986 г.);
- Конвенция о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации (принята в 1987 г.);
- Конвенция о ядерной безопасности (принята в 1996 г.);
- Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработанным топливом и безопасности обращения с радиоактивными отходами (принята в 1997 г.).

В конвенции о ядерной безопасности основными положениями предусмотрено, что все страны должны:

- в рамках своих национальных законодательств применяют законодательные, регулирующие и административные меры и прочие шаги, необходимые для осуществления своих обязательств, вытекающие из данной Конвенции;
- периодически на национальном уровне необходимо рассматривать отчет о принятых мерах по выполнению обязательств данной Конвенции;
- применять необходимые меры для обеспечения безопасности действующих ядерных установок. Незамедлительно реализовывать все практические усовершенствования с целью повышения ядерной безопасности установки. При необходимости реализовывать планы экстренной остановки ядерной установки в кратчайшие сроки.

Основные положения Конвенции направлены на установление более четких обязательств стран-участниц в отношении инфраструктуры национальной безопасности, в законодательной и регулирующей сфере. Они устанавливают, что стороны подписавшие соглашения:

- обеспечат возложение основной ответственности за безопасность ядерной установки на собственника соответствующей лицензии;
- обеспечат проведение политики, в которой приоритет отдается ядерной безопасности;
- примут меры для обеспечения необходимых финансовых и людских ресурсов каждой ядерной установки в течении всего срока его жизненного цикла;
- обеспечат учет человеческого фактора;
- создадут условия для обеспечения необходимого качества важной для ядерной безопасности деятельности на протяжении всего жизненного цикла;
- примут соответствующие меры по проведению всесторонней и периодической оценке и проверки безопасности;

- примут необходимые меры по радиационной защите персонала и населения;
- обеспечат необходимый уровень аварийной готовности;
- обеспечат выполнение процедур по выбору площадки, проектированию, строительству и эксплуатации объектов обращения с РАО.

В России ведется работа по подготовке к ратификации Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом и безопасности обращения с радиоактивными отходами, открытой для подписания в 1997 году.

Разное трактование основных принципов безопасности при обращении с радиоактивными отходами закончилось после выхода публикации МАГАТЭ. Основные принципы обращения с радиоактивными отходами (серия безопасности № III-F-1995 г.).

В этом документе основными принципами обращения с РАО сформулированы следующим образом.

Принцип-1 «Защита здоровья людей».

Обращение с радиоактивными отходами должно осуществляться таким образом, чтобы обеспечить приемлемый уровень защиты здоровья населения.

Принцип-2 «Защита окружающей природной среды».

Обращение с радиоактивными отходами должно осуществляться таким образом, чтобы обеспечить приемлемый уровень защиты окружающей среды.

Принцип-3 «Защита за пределами национальных границ».

Обращение с РАО должно осуществляться с учетом, что будет гарантировано здоровье человека и окружающей природной среды за пределами национальных границ.

Принцип-4 «Защита будущих поколений».

Обращение с РАО должно осуществляться таким образом, чтобы воздействие на здоровье будущих поколений не превышало приемлемые сегодня уровни воздействия.

Принцип-5 «Бремя на будущее поколение».

Обращение с РАО должно осуществляться таким образом, чтобы воздействие на здоровье будущих поколений не превышало приемлемые сегодня уровни воздействия.

Принцип-6 «Национальная система законодательства».

Обращение с РАО необходимо обеспечить соответствующей системой национального законодательства с четким распределением ответственности и обеспечением независимости функционирования регулирования.

Принцип-7 «Контроль за образованием радиоактивных отходов».

Образование радиоактивных отходов должно поддерживаться на минимально допустимом уровне.

Принцип-8 «Взаимозависимость образования и обращения с РАО».

Обращение с РАО необходимо осуществлять во взаимосвязи с их образованием.

Принцип-9 «Безопасность хранилищ».

Должна быть обеспечена безопасность хранилищ радиоактивных отходов в течение всего жизненного цикла.

Кроме сформулированных основных принципов обращения с радиоактивными отходами, в серии изданий по ядерной и радиационной безопасности рекомендовано ряд других документов, касающихся вопросов обращения с радиоактивными отходами:

-7- Пояснительный материал к правилам МАГАТЭ по безопасности ядерных материалов;

-37- Справочный материал к правилам МАГАТЭ по безопасной перевозке радиоактивных материалов;

-60- Критерии подземного захоронения радиоактивных отходов;

-69- Обращение с радиоактивными отходами АЭС;

-77- Принципы ограничения сбросов (выбросов) радиоактивных веществ в окружающую среду;

-78- Определение и рекомендации к Конвенции о предотвращении загрязнения морей сбросами отходов и других материалов;

-79- Проектирование систем обращения с радиоактивными отходами на атомных станциях;

-85- Обращение с отходами при добыче урановых и ториевых руд;

-87- Планирование мероприятий и готовность на случай транспортных аварий, связанных с радиоактивными веществами;

-90- Применение принципов ограничения сбросов (выбросов) радиоактивных веществ в окружающую среду при добыче и обращении с радиоактивными рудами;

-96- Руководство по регулирующей деятельности в связи с использованием подземных хранилищ для захоронения радиоактивных отходов;

-99- Принципы безопасности и технические критерии для подземного захоронения радиоактивных отходов;

-105- регулирующая деятельность снятия с эксплуатации ядерных установок;

-108- Проектирование и эксплуатация установок по сжиганию радиоактивных отходов;

-112- Обеспечение соответствия для безопасности транспортировки радиоактивных материалов;

-113- Обеспечение качества для безопасной транспортировки радиоактивных материалов;

-115- Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасности источников излучений;

-50-SG-05 Радиационная защита при эксплуатации атомных электростанций;

-50-SG-09 Организация безопасности электростанций атомных электростанций. Руководство по безопасности.

-50-SG-11 Организация контроля радиоактивных выбросов и отходов в процессе эксплуатации атомных электростанций.

-ST-1 Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов (требования).

- Глоссарий по обращению с радиоактивными отходами.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ необходимо постепенно приводить национальную систему законодательства, регулирования и практики обеспечения ядерной и радиационной безопасности в соответствии с системой законодательства применяемой международным сообществом при использовании ядерной энергии и обращении с радиоактивными отходами.

12. АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ КОНЦЕПЦИИ ИЗОЛЯЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В настоящее время варианты глубинного захоронения РАО являются преобладающими концепциями в плане окончательной изоляции радионуклидов от биосферы.

Несмотря на то, что изучение горных пород для возможного сооружения глубинных могильников начаты в середине XX, но только лишь в настоящее время в некоторых странах (США – горный район Юкка) развернуты работы по строительству захоронения в туфовых формациях. Стоимость могильника на 160 тыс. упаковок и массой в 77 тыс. тонн оценено в 5 млрд долларов США без учета переработки РАО, сооружения защитных контейнеров и транспортировки.

В качестве основного метода отверждения ЖРО во многих странах принят метод остекловывания. Однако данная технология в настоящее время характеризуется относительно малой производительностью и значительными затратами. Кроме того, ряд экспертов ставят под сомнение надежность стеклообразных материалов в качестве матрицы для радионуклидов, утверждая, что в условиях реальной окружающей среды стекло недостаточно стабильно.

Требуемая долговечность стеклоподобной матрицы должна составлять десятки или сотни тысяч лет, которую практически проверить невозможно. Тем не менее, установлено, что в природе естественные радиоактивные породы в большинстве случаев окружены кристаллическими структурами, которые на миллионы лет надежно локализуют радионуклиды, создавая барьер на пути проникновения в подземные воды. В качестве примера приводят моноцит – минерал сложного химического состава, содержащий значительное количество тория.

Многие специалисты видят решение проблемы отверждения РАО в использовании в качестве матрицы для радионуклидов относительно стойких керамических и металлокерамических материалов на основе смеси оксидов кальция, циркония, титана и др. Однако, широкое внедрение технологии включения радионуклидов в керамическую матрицу будет более затратным, чем остекловывание.

Значительные затраты на технологию глубинного захоронения – это только одна из проблем обращения с РАО. Другой важной проблемой является динамика изменений геологических формаций, а именно их непредсказуемость.

Речь идет о захоронении РАО в тектонически устойчивых геологических формациях, которые должны обеспечить надежность изоляции радионуклидов в течение десятков и сотен тысяч лет. Однако, известно, что земная кора не статична, а представляет собой динамическую систему, которая находится в постоянном движении (некоторые ученые считают, что ядро планеты вращается быстрее земной коры). По этой причине могут возникнуть трещины в земной коре, в которые могут попасть трудно прогнозируемые по времени сбросы и смещения пород. Эти изменения в земной коре, в принципе, не исключают возникновения водообмена и газообмена, что может отрицательно сказаться на безопасности захоронения.

Таким образом, констатировать и утверждать о практической безопасности глубинных захоронений в расчете на десятки и сотни тысяч лет некорректно, а расчеты по обоснованию надежности глубинных захоронений носят сугубо оценочный характер.

В этой связи проблема окончательного удаления РАО из сферы деятельности человека, наряду с использованием существующих разработок, нуждается в рассмотрении новых альтернативных подходов.

12.1 Захоронение РАО подводными лавинами

Одним из новых подходов к проблеме захоронения РАО можно отнести использование лавинной седиментации. Основой этой технологии захоронения РАО является использование подводных лавин для захоронения контейнеров с РАО под слоем тонкодисперсных донных отложений.

В большой части Мирового океана существуют пространства со значительными площадями, где накоплены массы донных отложений толщиной более 10 км.

Подобные пространства в основном располагаются вблизи материков и представляют пологие подводные склоны, переходящие в глубоководные равнинные участки дна океана. Подножие материкового склона с большим слоем донных отложений может являться потенциальным местоположением захоронения контейнеров РАО. Данные отложения в основном состоят из глинистых частиц, способных обеспечивать консервацию контейнеров.

Многолетними наблюдениями установлено, что сейсмические колебания материкового склона и подножия побережья вызывают оползни осадочного материала, которые являются причиной седиментации и увеличения слоя донных отложений. Явление лавинной седиментации достаточно широко распространено. Так, в 1987 г. на материковом склоне Норвегии был отмечен оползень объемом $>5 \cdot 10^{12} \text{ м}^3$ при толщине слоя осадочных пород 400...1500 м, ширина фронта оползня 300 км. Оползневые породы отслоились от склона на глубине ~1000 м и продвинулись на 200 км до глубины 2000...2500 м. Общая поверхность лавинной седиментации $\sim 3,5 \cdot 10^{10} \text{ м}^2$.

В 1985 г. оползень осадочного материала был зафиксирован у побережья Северо-Западной Африки. Объем оползня свыше $4 \cdot 10^{10} \text{ м}^3$, по материковому склону осадки сместились на площади $>4 \cdot 10^{10} \text{ м}^2$.

Для создания искусственного оползня подводных пород необходимо изучить влияние взрывов в глубоких скважинах материкового склона на реакцию осадочной толщи.

Условия для развития оползня, надежно захоранивающего контейнеры с РАО, можно создавать на материковых склонах многих районов Мирового океана. При выборе определяющих критериев для таких районов должна учитываться достаточная толщина осадочных пород и оптимальные геометрические характеристики материковых осадков. Особенно большие толщины осадочных пород (до 5...17 км) на материковых склонах Атлантического, Индийского океанов, в Арктике и Антарктиде. Менее благоприятные в этом отношении склоны Тихого океана, где активные тектонические процессы не позволили сформировать на склонах значительные слои осадочных структур. Вместе с тем глубоководные впадины Тихого океана являются перспективными в качестве мест захоронения контейнеров РАО, так как принудительно вызванный оползень будет ограничен склонами впадины, что гарантирует попадание контейнеров с РАО под значительный слой донных отложений оползня на дне впадины.

Для реализации данной концепции необходимо иметь уточненные данные географической панорамы района, где планируется захоронение, параметров строения осадочной толщи, проведение бурения в целях выявления слоев осадочной толщи, воздействие на которые привело бы к максимальному отслоению осадочных пород и образованию подводной лавины.

Концепция захоронения контейнеров с РАО в слоях оползневых пород на значительных глубинах требует детального изучения и обоснования. Основными вопросами для изучения проблемы являются:

- определение характера и основных параметров диффузии радионуклидов в слоях оползневых пород в случае разгерметизации контейнеров с РАО и переноса радионуклидов конвекционными природными слоями воды;
- определение плотности оползневых пород в начальный момент формирования оползня и его прогноз во времени;
- вероятность выхода радионуклидов на поверхность в случае шахтного глубинного захоронения при появлении подземных вод в камере захоронения;
- интенсивность и динамику коррозионных разрушений в морской воде, способствующих разгерметизации контейнеров с РАО и поступлению радионуклидов в среду обитания человека, в случае захоронения контейнеров под слоем осадочных пород.

Таким образом, захоронение РАО по технологиям с использованием лавинной седиментации требует многофакторных исследований и оценки гарантии безопасности окружающей среды.

12.2 Дезинтеграция РАО подземным ядерным взрывом

Использование подземных ядерных взрывов, по мнению многих исследователей, может стать радикальным решением проблемы удаления РАО из биосферы.

Идея использования в мирных целях физических полей, возникающих в ближней зоне ядерного взрыва, и остаточных геомеханических явлений ранее уже использовалась в США и России.

Конструктивными элементами предлагаемого проекта является транспортная штольня для подачи контейнеров с РАО в терминал загрузки; зарядная камера и специальный забивочный комплекс. Терминал загрузки состоит из нескольких коротких штолен, расположенных под разными углами к транспортной штольне. Ядерный заряд размещается в центре зарядной камеры. Забивочный комплекс сооружается на участке транспортной штольни, примыкающем к ядерному заряду, и служит для обеспечения радиационной безопасности при взрыве. В штольнях терминала могут размещаться контейнеры с РАО, отработавшие ТВС, высокоактивные загрязненные конструкции и фрагменты оборудования, не подлежащие дезактивации.

После ядерного взрыва ударная волна и температурное воздействие, распространяясь по горной породе, достигают места захоронения. При этом объекты захоронения последовательно сжимаются, нагреваются, расплавляются и испаряются. Полностью дезинтегрируются как исходные структуры, так и окружающие породы. Остывший на месте взрыва расплав на большой глубине образует стеклоподобные линзы с толщиной стенок около 2 м. Обрушение пород и мелкодисперсного материала довершает захоронение.

Одним из преимуществ данного захоронения является его масштабный эффект и распределение радионуклидов в едином массиве. Например: в едином массиве стекла объемом 10^4 м^3 (при мощности взрыва $q = 100 \text{ кВт}$) содержится такое же количество радионуклидов, как и при традиционном методе захоронения РАО в глубинных формациях с использованием 50 тыс. контейнеров. Суммарная поверхность контейнеров, через которую могли бы диффундировать радионуклиды, превышает поверхность стекловидного массива (результата ядерного взрыва) примерно в 40 раз.

Если принять средние скорости диффузии радионуклидов с поверхности стекловидного массива и с поверхности контейнеров равными, то выход радионуклидов в геологическую формацию для традиционного метода захоронения РАО будет в десятки раз больше, чем в случае использования технологии захоронения ядерным взрывом.

При одном ядерном взрыве объем образовавшейся стекломассы такой, для производства которой десяти современными заводами по состекловыванию РАО потребовалось бы 6-7 лет, при этом может быть дезинтегрировано и захоронено около 700 м^3 при площади сечения боковых штолен $\sim 10 \text{ м}^2$, и 1400 м^3 РАО, если площадь этого сечения удвоить. Подобные сечения штолен в настоящее время образуются при горнопроходческих работах.

При ядерно-взрывной технологии для захоронения 750 м^3 РАО объем стеклоподобной массы составит 10000 м^3 , при этом коэффициент разбавления радионуклидов в стекле составит 1:14, что недостижимо, если использовать традиционную технологию остекловывания РАО. Стоимость захоронения методом ядерной взрывной технологии из расчета 1 м^3 РАО составляет около 3 тыс. долларов (в стоимость включены стоимость: 1 пог. м штольни стандартного сечения; сооружения 1 м^3 забивочного комплекса; стоимость ядерного заряда).

Стоимость захоронения 1 м^3 той же активности в глубинном хранилище без учета транспортировки контейнеров и засыпки шахты оценивается 50 - 100 тыс. долларов.

Для исключения аварийных ситуаций, связанных с выбросом радиоактивного загрязнения в окружающую среду при ядерном взрыве, необходимо избегать захоронения РАО в районах расположения крупных разломов горного массива, исключить недостатки конструкций забивочного комплекса, либо неоправданное расчетное занижение концентраций энергии в ядерном заряде.

Также с этой целью сформулирован перечень необходимых и достаточных требований к инженерно-геологическим условиям горного массива и конструкции забивочного комплекса, при соблюдении которого не только обеспечивается предупреждение аварийных ситуаций, сопровождающихся масштабными радиоактивным выбросом в атмосферу инертных газов, содержащих короткоживущие радионуклиды, то есть выход газов, который обычно сопровождает штатный подземный ядерный взрыв.

Для повышения уровня радиационной безопасности при дезинтеграции РАО методом ядерной взрывной технологии необходимо модернизировать с целью повышения надежности отдельные элементы забивочного комплекса и применять «чистые» ядерные заряды с предельно низкой удельной суммарной активностью образующихся при взрыве радионуклидов.

При использовании ядерной взрывной технологии возможно возникновение проблем:

- загрязнение поверхности грунта в результате некоторых отступлений от регламента работ;

- возможность миграции радионуклидов из подземных полостей взрывов в окружающий горный массив и окружающую среду;

По второй проблеме необходимо разработать математическую модель миграции радионуклидов из центральной зоны взрыва, которая объединяет совокупность взаимосвязанных процессов:

- выщелачивание радионуклидов из остеклованных, а также раздробленных пород в столбе обрушения взрыва;

- конвективный перенос радионуклидов потоком подземных вод; молекулярная диффузия;

- гидродинамическая дисперсия, зависящая от характеристик фильтрационного процесса;

- физико-химические явления (адсорбция, абсорбция, окклюзия и др.);

- радиоактивный распад, в результате которых происходит образование новых радионуклидов с иными химическими и сорбционными характеристиками;
- гидротепловая конвекция.

Имеющийся опыт подземных ядерных взрывов показал, что даже при условии тщательной предварительной проработке требований к конструктивным элементам скважины и забивочного комплекса, учета геологических особенностей породного массива, детального обоснования вида и мощностных характеристик ядерного взрыва нельзя гарантировать безопасность окружающей среды, особенно если взрыв предназначен для дезинтеграции ОЯТ и высокоактивных РАО.

12.3. Космическая изоляция РАО

По мнению многих специалистов трансмутация долгоживущих потенциально-опасных радионуклидов или их геологическое захоронение не сможет обеспечить геологическую безопасность Земли.

Установлено, что существует определенная вероятность проникновения в биосферу высокоактивных долгоживущих радионуклидов, таких как ^{243}Am , ^{247}Cm , ^{248}Cm и высокодиффузионных радионуклидов ^{90}Tc , ^{129}Te , ^{237}Np . В настоящее время наработка особо потенциально-опасных радионуклидов в мире составляет до 30 т/год, а в СНГ – 2,5÷3 т/год.

Программа масштабной трансмутации долгоживущих радионуклидов в настоящее время нереальна, так как для ее реализации потребуются значительные инвестиции в научно-исследовательские, опытно-конструкторские работы и в промышленность для ввода в строи реакторов-выжигателей на быстрых нейтронах. При этом вторичным продуктом трансмутации будут радиоактивные отходы среднего уровня активности (САО), которые необходимо перерабатывать. В этой связи, наиболее радикальным способом удаления РАО из экосферы Земли явилась бы космическая изоляция.

В настоящее время разработка метода космической изоляции находится в начальной стадии.

Одним из существенных недостатков космического направления изоляции РАО является высокий уровень затрат и экспериментально не подтверждена безопасность технологии при аварийных ситуациях. Несмотря на существующие неопределенности в космической технологии ряд научно-исследовательских организаций ведут исследования метода космической изоляции РАО. В результате исследований были изучены, проанализированы и определены основные концепции космической изоляции. Показано, что в принципе возможны следующие варианты изоляции РАО в космосе:

- на геоцентрической орбите;
- на одной из планет солнечной системы;
- прямая транспортировка на солнце;
- локализация РАО на луне;
- распыление РАО за пределами солнечной системы;

- запуск не гелиоцентрическую орбиту.

На основании анализа представленных концепций установлено, что наиболее приемлемым вариантом является доставка РАО на геоцентрическую орбиту. Исследования, выполненные в России, США и других странах, обеспечивающие возможность перехода к полномасштабной опытно-конструкторской разработке ракетно-космического комплекса для решения проблемы космического захоронения особо потенциально опасных для биосферы Земли радионуклидов. В качестве базового элемента схемы выведения РАО в космическое пространство предполагается использование ракеты-носителя, которая должна выводить на промежуточную орбиту на высоте 200 км орбитальный блок в составе двухступенчатого разгонного блока и транспортного космического аппарата, полезным грузом которого будет контейнер с РАО.

В апогее промежуточной орбиты включением двигательной установки первой ступени разгонного блока орбитальный блок переводится на опорную орбиту, а далее импульсом в плоскости опорной орбиты блок переводится на гиперболическую орбиту относительно Земли и переходит на геоцентрическую переходную орбиту. Примерно через полгода полета импульсом второй ступени разгонного блока орбитальный блок переводится на круговую гелиоцентрическую орбиту.

Приведенная схема выведения в космос орбитального блока с РАО может иметь множество вариантов.

Основной проблемой метода космической изоляции РАО является обеспечение безопасности биосферы Земли. В конструкции ракетно-космического комплекса должно быть предусмотрено наличие системы спасения капсулы с удаляемыми радионуклидами в случае возникновения нештатных режимов или катастрофы.

Предпочтительным вариантом космической изоляции является вариант, в котором наиболее полно выполняются требования безопасности выведения контейнера с РАО в космос. Этот вариант реализуется в составе космического комплекса с возвращаемой маневрирующей капсулой, которая обеспечивает возможность выполнения маневра с отклонением по боковой дальности до 1000 км, а по продольной дальности до 7000 км.

Основным и необходимым условием космической изоляции РАО является исключение возможности непосредственного контакта удаляемых радионуклидов с биосферой, как в штатном режиме, так и в аварийных ситуациях.

Наиболее критичными требованиями к конструкции космического аппарата и транспортных контейнеров РАО является обеспечение прочности и термостойкости при следующих экстремальных условиях:

- взрыв ракеты, ракеты-носителя и горения топлива;
- столкновение с космическим объектом на орбитальном околоземном участке полета;
- возвращение спасаемой капсулы в атмосферу с большими углами входа и скоростями (вплоть до второй космической);

- падение капсулы с РАО на скальный или мерзлый грунт со скоростью соударения до 100 м/с;
- падение аппарата на водную поверхность (обеспечение плавучести).

Анализ специфических возможностей технологии космической изоляции РАО поставил ряд проблемных задач, требующих поэтапного решения. Среди таких задач проблема локального разрушения озонового слоя атмосферы земли, увеличение концентрации паров воды и оксидов углерода, концентрация особо опасных радионуклидов в отдельных областях космического пространства, принципиальная возможность аварии ракеты-носителя и падения капсулы с радионуклидами в населенных районах.

Для выполнения минимальной программы удаления в космос особо потенциально опасных радионуклидов наработанных в настоящее время на АЭС потребуется 6 - 10 пусков в год ракет-носителей типа «Энергия».

Кроме использования традиционных ракетных систем доставки РАО в космос, в настоящее время рассматривается возможность удаления контейнеров с РАО в космос с помощью электродинамических ускорителей массы. При этом, возможно создание комбинированной системы – ракетные системы доставляют контейнеры с РАО на космическую платформу, находящуюся на орбите на высоте порядка 1000 км, а затем с помощью электродинамических ускорителей, находящихся на платформе, капсулы разгоняются до третьей космической скорости, которая выводит их на параболическую траекторию окончательного удаления из Солнечной системы.

Комбинированная система должна включать в свой состав несколько платформ массой до 70 т каждая, на которой расположены электродинамические ускорители, ядерные или солнечные энергоустановки мощностью до 120 кВт, накопитель энергии и система компенсации силы отдачи выстрела ускорителя ампулы с РАО.

Радиационная безопасность на этапе разгона ампулы ускорителем в случае недобора расчетной скорости, в результате которой возможен вход капсулы в атмосферу Земли со второй космической скоростью (11,2 км/с), решается за счет испарения вещества капсулы, так как возникающая температура превысит температуру кипения.

Сгорание ампулы и рассеяние компонентов РАО на значительной территории при массе компонентов до 0,2 кг, по мнению специалистов, не приведут к загрязнению территории выше допустимых уровней (приводится аналогичный пример сгорания в атмосфере американского космического радиоизотопного генератора, содержащего около 1 кг ^{238}Pu).

Приведенные схемы космической изоляции актуальны для изоляции особо опасных и долгоживущих радионуклидов, однако они далеки от практической реализации.

Для практической реализации технологии космической изоляции необходима детальная разработка эскизного проекта всей системы средств космической изоляции РАО, решения целого ряда технических проблем обеспечения безопасности системы космического удаления, демонстрационные испытания

устойчивости баллистического контейнера (капсулы) к пожару, взрыву, свободному падению на скальный грунт и в воду.

12.4. Самозахоронение высокоактивных РАО

Наряду с другими нетрадиционными методиками удаления потенциально опасных высокоактивных долгоживущих РАО из биосферы прорабатывается технология самозахоронения РАО в глубинные слои земной коры.

Процесс самозахоронения должен происходить за счет тепловыделения, который сопровождается радиоактивным распадом нуклидов, помещенных в герметичную жаропрочную капсулу. Капсула расплавляет породу и под собственным весом погружается в нее. Предположительно процесс плавления породы будет происходить в скважине на глубине 4-6 км.

В настоящее время разработаны конструкции и отработана технология изготовления многослойных бесшовных, герметичных жаростойких керамических капсул, материал которых уплотнен методом ударно-волнового компактирования, и которые смогут обеспечить процесс самозахоронения РАО. Температура плавления керамического материала капсул составляет около 2800 °С.

При рассмотрении задачи о стационарном погружении сферического теплового источника (шарообразной капсулы с РАО) на первом этапе предполагалось, что температура поверхности капсулы однородна. Однако на втором этапе расчетного исследования установлено, что температура минимальна в нижней критической точке капсулы и максимальна в верхней диаметрально-противоположной точке. С увеличением радиуса капсулы эта температура возрастает. Следовательно, для сохранения капсулы в твердом состоянии ее радиус не должен превышать предельно допустимого, при котором максимальная температура поверхности достигает точки плавления. Из-за возможности проплавления породы радиус капсулы не должен быть меньше нижнего предельно допустимого значения. Была установлена математическая зависимость для расчета нижнего предельно-допустимого радиуса капсулы (41):

$$R_0 = [3\lambda t_{пл}/q(R_{вн} - R_{внеш})^3]^{1/2}, \quad (41)$$

где λ – коэффициент теплопроводности породы; $t_{пл}$ – температура плавления породы; q – тепловая мощность источника; $R_{вн}$ и $R_{внеш}$ – внутренний и внешний радиусы капсулы.

Установлено, что капсула имеет температуру в верхней точке на внутренней стороне корпуса, и для получения корректного решения задачи необходимо учитывать, как значение теплового потока в направлении, противоположном направлению погружения объекта, так и обратное тепловыделение при кристаллизации расплава подачи погружающегося в породу.

Расчетное обоснование процесса показало, что в начальный момент ускоренного погружения капсулы в породу должно наблюдаться некоторое возрастание тепловых затрат, но в дальнейшем процесс стабилизируется.

В процессе лабораторных исследований рассматривается вариант самозахоронения в гранитную породу капсулы, изготовленной из высокотемпературной керамики (на основе NbC).

При тепловой мощности капсулы $q = 130000 \text{ Вт/м}^3$, температуры плавления гранита $t_{\text{пл}} = 1200^\circ\text{C}$ и расчетного относительного значения радиуса капсулы $R_{\text{внеш}} = 1,22 \text{ м}$ скорость погружения капсулы в расплав составил $V = 376 \text{ м/год}$. Максимальная расчетная температура внутри капсулы составила 3540°C , а для заданных условий минимальное значение радиуса капсулы, позволяющее самозахоронить РАО, составило бы $0,34 \text{ м}$.

Процесс проплавления реальной горной породы может иметь особенности, которые описать на модельных процессах затруднительно. Такими особенностями могут быть: неоднородность структуры горных пород (тугоплавкие включения или заполненные газом поры), которые нарушают теплообмен между капсулой и окружающей средой, в результате чего возможно изменение не только скорости погружения, но и траектория погружения капсулы.

Решающим доказательством возможности осуществления и целесообразности промышленной технологии самозахоронения РАО мог бы виться полномасштабный эксперимент. Для этого необходимо взять капсулу, содержащую в качестве имитатора РАО реальные радионуклиды со «средним» временем жизни, например ^{60}Co $T_{1/2} = 5,27$ года; ^{137}Cs $T_{1/2} = 30,2$ года и др., в количестве достаточном для обеспечения необходимого тепловыделения. Однако, подобный эксперимент требует значительных затрат и рассчитан на длительный период времени.

В качестве модели саморазогревающейся капсулы с радиоактивными отходами можно использовать электрически нагреваемую капсулу, нагревательными элементами в которой являются нихромовые спирали. Внешнюю, внутреннюю и межслойную изоляцию спиралей осуществляют с помощью керамических изоляторов. Витки спиралей изолируют один от другого смесью шаметной глины с оксидом алюминия. Диаметр капсулы нагревателя после окончательной сборки составляет 45 мм , высота – 75 мм . Питание осуществляется двумя трансформаторами, обеспечивающих мощность нагревательных элементов до $5,5 \text{ кВт}$, что позволит получить рабочую температуру до 1000°C .

Скорость погружения капсулы при проплавлении исследуемых материалов определяют в теплоизолирующие блоки, объем образцов для проплавления берут в пределах $100 \dots 400 \text{ см}^3$. В качестве материала образцов используется поликристаллическая соль NaCl ($t_{\text{пл}} = 800^\circ\text{C}$) и крошка силикатного стекла ($t_{\text{пл}} > 900^\circ\text{C}$).

Результаты экспериментов и расчетные зависимости, полученные на основе анализа математической модели процесса самозахоронения капсулы с РАО, могут лишь приближенно описывать реальный процесс. Поэтому метод самозахоронения требует: дополнительных исследований, обоснования безопасности и разработки методики выбора площадок для сооружения скважин для самозахоронения.

К недостаткам метода следует отнести то, что капсулы имеют ограничения, как по минимальному, так и по максимальному объему. Поэтому метод самозахоронения РАО может быть использован для удаления из биосферы малых объемов потенциально опасных долгоживущих высокоактивных РАО.

12.5 Научно-исследовательские и опытно-конструкторские направления работы для разработки альтернативных технологий обращения с РАО

Хотя технология безопасного и эффективного обращения с РАО уже продемонстрирована во многих странах мира, однако необходимо продолжать проведение НИР и НИОКР в направлении совершенствования и оценки альтернативных технологий по обращению с РАО.

Эта работа проводится во многих странах мира, особенно большое внимание обращается на исследования по обращению с отходами ЯТЦ, глубокими геологическими захоронениями и оценкам их безопасности.

Основными направлениями научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ являются:

- переработка (treatment) отходов – процессы сокращения объемов;
- иммобилизация (immobilization) отходов – процесс преобразования ВАО в стекло, керамику и синтетические материалы; улучшение формы отходов и контейнеры для хранения НАО и САО; изучение свойств упаковок отходов (контейнеры для остеклованных ВАО и т.д.); техника для упаковок ОЯТ для длительного хранения и захоронения;
- обращение (management) с урановыми «хвостами» - исследование характеристик хвостохранилищ (изучение химии поровой воды и явлений выщелачивания); кондиционирование (разработка техники удаления или иммобилизации подвижных радионуклидов и токсичных элементов перед их удалением в могильник) и технология снятия с эксплуатации и реабилитации;
- снятие с эксплуатации (decommission) остаточного оборудования – разработка технологий дезактивации и закрытия предприятий, совершенствование техники для изъятия, захоронения или демонтажа остаточного радиоактивного оборудования;
- удаление (disposal) отходов – характеристика мест для приповерхностного и глубокого геологического удаления отходов, разработка технологии упаковки отходов, сооружения и эксплуатации могильников, захоронения под морским дном, сооружение и эксплуатация подземных экспериментальных лабораторий;
- санитарно-гигиенические и экологические оценки безопасности (Safety and Environmental Assessment) – оценка эксплуатационной безопасности деятельности относительно обращения с отходами и потенциальных долгосрочных экологических последствий от размещения отходов в приповерхностные, глубокие геологические и подшельфовые могильники.

Технические направления исследований при обращении с РАО отражены в национальных программах и периодических отчетах о своей деятельности в области НИР и НИОКР.

Осуществляя национальные программы, многие страны принимают участие в совместно финансируемых проектах (проект Stripp в Швеции – подземная экспериментальная лаборатория в отработанной железнорудной шахте. Это проект предназначен для изучения длительной изоляции ВАО в гранитных породах. Начало проекта 1947 г., участники – 9 стран).

Швейцария и Германия совместно проводят исследования в подземном сооружении в Гримзеле (Швейцария), которое действует с 1983 г.

Информация, исходящая от национальных программ, обеспечивает перекрестную проверку результатов исследований и является ценным материалом для национальных органов, отвечающих за разработку и надзор за безопасностью могильников РАО в своих странах.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Развитие промышленности, транспорта, сельского и коммунального хозяйства требует неуклонного увеличения производства электроэнергии.

Получение тепловой и электрической энергии за счет использования традиционных источников - органического топлива, связанного негативным воздействием на человека и окружающую среду в результате выброса в атмосферу сернистых и азотистых соединений, оксидов тяжелых металлов, пыли и т.п. является проблемой современной энергетики.

Атомная энергетика не потребляет кислорода и имеет ничтожное количество выбросов при нормальной эксплуатации. При использовании атомной энергии, возможности возникновения «парника» с тяжелыми экологическими последствиями глобального потепления будут устранены.

Таким образом, реальным источником, решающим проблемы истощения органического топлива и снижения экологической нагрузки на окружающую среду может стать атомная энергетика.

Однако общеизвестно, что любой вид деятельности человека совместно с пользой для общества несет за собой и негативные последствия. Одним из таких негативных последствий, в сфере использования ядерной энергии, является образование радиоактивных отходов.

Радиоактивные отходы возникают на каждом этапе использования радиоактивных веществ и ядерных технологий.

Радионуклиды, содержащиеся в радиоактивных отходах, имеют различные физико-химические свойства и поэтому по-разному влияют на человека и биосферу.

Опасность вредного воздействия на живые организмы зависит от доз облучения, времени, в течение которого радионуклиды представляют опасность, путей поступления их в организм, их активности, концентрации и прочих факторов. Следовательно, чтобы защитить человека и окружающую среду от негативного воздействия радиоактивных отходов необходимо обеспечить их сбор и надежную изоляцию от биосферы.

Совокупность видов деятельности по сбору, переработке, хранению и захоронению радиоактивных отходов получила название «обращение с радиоактивными отходами».

Система обращения с радиоактивными отходами является составной частью единого комплекса природоохранных мероприятий современного хозяйственного механизма и тесно связана с экологией человека и природы. Функционирование этой системы и реализация Государственной программы, предусматривающей технические оснащения предприятий по обращению с радиоактивными отходами современным оборудованием и технологиями, позволяющих сокращать объемы и сроки временного хранения РАО в местах их образования, интенсификацию переработки отходов и сосредоточение их в централизованных хранилищах для хранения или захоронения. Реализация государст-

венной программы позволит улучшить экологическую ситуацию на местах обращения с РАО.

Для успешной реализации государственной программы обращения с РАО необходим надежный источник ее финансирования, которыми могут быть средства:

- государственного бюджета (на разработку нормативных документов по обращению с РАО и производственную деятельность национального оператора по захоронению РАО);
- спецфонда для осуществления работ по ликвидации последствий возможных аварий и катастроф на АЭС и мест захоронения РАО, а также на социальную защиту населения, пострадавших в результате аварии или катастрофы;
- эксплуатационные расходы АЭС (целевой фонд на обращение с РАО АЭС).

В будущем экологической основой успешной реализации Государственной программы должны стать средства специального фонда обращения с РАО, образуемого в соответствии с Федеральным законом «Об обращении с РАО» № 190-ФЗ от 11 июля 2013 г. В основе этой идеи предполагается, что с каждым годом доля средств из этого фонда будет повышаться, а расходы из Государственного бюджета - снижаться.

В настоящем учебном издании собрано большое количество материала посвященного источникам и методам обращения с РАО. Собранный материал должен убедить аудиторию в безальтернативности и перспективности ядерной энергетики, как в Российской Федерации, так и в других странах. Проблема радиоактивных отходов решается и не является непреодолимым препятствием на пути развития атомной энергетики.

ЛИТЕРАТУРА

1. Радиоактивные отходы Украины: состояние, проблемы, решения / Авдеев О.К. и др.; под общ. редакцией академика НАНУ Э.В. Собоновича. – Киев: Изд. Центр «ДрУк», 2003. – 400 с.
2. Ампелогов Н.И. Дезактивация в ядерной энергетике – М.: Энергоиздат, 1987. – 288 с.
3. Баязов В.В. Охрана окружающей среды при эксплуатации АЭС. - М.: Энергоатомиздат, 1990. – 218 с.
4. Дмитриев С.А., Стефановский. Обращение с радиоактивными отходами: учеб. пособие. – М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2000. – 125 с.
5. Ерофеев В.А. Основы обращения с радиоактивными отходами. – Севастополь: СМУЭЯиП, 2000. – 228 с.
6. Радиоактивные отходы АЭС и методы обращения с ними / А.А. Ключников и др. – К.: Институт проблем безопасности АЭС НАНУ, 2005, - 487 с.
7. Коваленко Г.Д., Рудя К.Г. Радиоэкология Украины, ИПЦ Київський університет. – К., 2001. – 215 с.
8. Коростелев Ю.П. Водный режим и обработка радиоактивных вод АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 230 с.
9. Корчагин П.А. и др. Обращение с радиоактивными отходами в Украине. Проблемы, опыт, перспективы. – К., 1999. – 239 с.
10. Корчагин Ю.П. Снижение поступления радиоактивных отходов на АЭС и современные технологии по переработке. – М.: ЭНИЦ ВНИИ АЭС, 2002. – 256 с.
11. Мартынов Б.В. Обращение с радиоактивными отходами. – Киев: Техника, 1993. - 107 с.
12. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения. Серия изданий по безопасности № 115 Вена, МАГАТЭ, 1997. – 482 с.
13. Нахутин И.Е. и др. Газоочистка и контроль газовых выбросов АЭС, - М.: Энергоатомиздат, 1983, 158 с.
14. Нечеткин Ю.В. и др. Очистка радиоактивных газообразных отходов АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1986, 201 с.
15. Никифоров А.С., Куличенко В.В., Жихарев М.И. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. - М.: Энергоатомиздат, 1985. – 183 с.
16. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010) СП 2.6.1.2612-10.
17. Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990 г. ч.1. Публикация 60 МКРЗ: пер. с англ. – М.: Энергоиздат, 1994. – 192 с.
18. Соболев И.А. и др. Охрана окружающей среды при обезвреживании радиоактивных отходов. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 167 с.
19. Справочник по энетехнологии; пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 540 с.
20. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС. – М.: Изд. Дом МЭИ, 2007. – 408 с.

21. Ядерная технология: учеб. пособие для вузов / В.П. Шведов и др.; под общ. редакцией И.Д. Морохова. – М.: Атомиздат, 1979. – 336 с.
22. N 190-ФЗ "Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации".
23. Федеральный закон от 21 ноября 1995 года N 170-ФЗ "Об использовании атомной энергии".
24. Федеральный закон от 9 января 1996 года N 3-ФЗ "О радиационной безопасности населения".
25. Федеральный закон от 30 марта 1999 года N 52-ФЗ "О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения".
26. Федеральный закон от 10 января 2002 года N 7-ФЗ "Об охране окружающей среды".
27. Федеральный закон от 1 декабря 2007 года N 317-ФЗ "О Государственной корпорации по атомной энергии "Росатом".
28. «Единые санитарно-эпидемиологические и гигиенические требования к товарам, подлежащим санитарно-эпидемиологическому надзору (контролю)». Утв. Решением Комиссии таможенного союза от 28.05.2010 г. № 299.
29. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СанПиН 2.6.1.2523-09. – М., 2009.
30. Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасном обращении с радиоактивными отходами». – Вена: МАГАТЭ, 05.09.1997.
31. Отчет по безопасности Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». – М., 2012.
32. Постановление Правительства РФ № 206 от 11.04.2005 г. «О Федеральном медико-биологическом агентстве».
33. Постановление Правительства РФ № 412 от 03.07.2006 г. «О федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии».
34. Постановление Правительства РФ № 717 от 13.09.2010 г. «О внесении изменений в некоторые Постановления Правительства Российской Федерации по вопросам полномочий Министерства природных ресурсов и экологии Российской Федерации, Федеральной службы по надзору в сфере природопользования и Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору».
35. Постановление Правительства РФ № 78 от 15.02.2011 г. «О внесении изменений в некоторые акты Правительства Российской Федерации по вопросу осуществления отдельных полномочий Министерством природных ресурсов и экологии Российской Федерации, Федеральной службой по надзору в сфере природопользования и Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору».
36. Руководство Р 2.6.5.04-08 Гигиенические требования к обращению с промышленными отходами на Федеральном государственном унитарном пред-

приятии «Северное федеральное предприятие по обращению с радиоактивными отходами» (Р ОНАО СевРАО-08).

37. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002). СанПиН 2.6.6.1168-02. – М., 2002.

38. Третий национальный доклад РФ о выполнении обязательств, вытекающих из Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. – М., 2011.

39. Федеральный закон № 139-ФЗ от 04.11.2005 г. «О ратификации Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами».

40. Федеральный закон № 317-ФЗ от 1 декабря 2007 г. «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом».

42. Федеральный закон № 190-ФЗ от 11.07.2011 г. «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».

Учебное издание

**Ерофеев Виталий Андреевич
Черкашина Наталья Игоревна**

**ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ
ОБРАЩЕНИЯ
С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ**

*Учебное пособие
по изучению дисциплины
для студентов очного обучения*

Изд. № 8/18. Объем 18,75 п.л.
РИИЦМ ФГАОУ ВО «Севастопольский государственный университет»