

**Федеральное государственное унитарное предприятие
«Объединенный эколого-технологический и научно-
исследовательский центр по обезвреживанию РАО и охране
окружающей среды» (ФГУП «Радон»)**

На правах рукописи

Долгих Вероника Павловна

**Разработка технологических подходов обращения с
радиоактивными отходами в зависимости от периода
потенциальной опасности**

05.17.02 – Технология редких, рассеянных и радиоактивных элементов

**Диссертация
на соискание ученой степени кандидата технических наук**

Научный руководитель:

доктор биологических наук, кандидат химических наук

Лашенова Татьяна Николаевна

Москва

2017

ОГЛАВЛЕНИЕ

Введение	5
Глава 1. Литературный обзор.....	12
1.1 Нормативно-правовое обеспечение при обращении с источниками ионизирующего излучения	13
1.2 Источники образования радиоактивных отходов	16
1.3 Система обращения с радиоактивными отходами (РАО)	18
1.3.1 Основные технологические стадии обращения с РАО.....	18
1.3.2 Кондиционирование радиоактивных отходов	20
1.3.3 Изоляция радиоактивных отходов	24
1.4 Классификация источников ионизирующего излучения	29
1.4.1 Подходы МАГАТЭ к классификации источников ионизирующего излучения	30
1.4.2 Подходы к классификации радиоактивных отходов в России	36
1.5 Система учёта и контроля радиоактивных веществ и РАО	40
1.5.1 Учёт радиоактивных веществ и радиоактивных отходов	40
1.5.2 Основные проблемы при учёте и контроле радиоактивных отходов	41
1.5.3 Методы контроля при характеристизации радиоактивных отходов	41
1.6 Обязательства по захоронению радиоактивных отходов.....	43
Выводы по главе 1	44
Глава 2. Методы, методики, средства измерений.....	45
2.1 Входной контроль упаковок с радиоактивными отходами.....	45
2.2 Математические методы обработки данных.....	49
2.3 Объём исследований.....	49
Глава 3. Характеристики РАО, поступающих на утилизацию.....	50
3.1 Контроль и учет РАО в информационно-технической системе	50
3.2 Радионуклидный состав отходов	54
3.3 Характеризация отходов при входном контроле.....	57
3.4 Прогноз изменения радионуклидного состава и суммарной активности РАО при хранении.....	67
Выводы по главе 3	70
Глава 4. Подходы к определению периода потенциальной опасности РАО.....	72
4.1 Определение периода потенциальной опасности радионуклидов	72

4.2	Срок сохранения потенциальной опасности отходов за счет вклада дочерних радионуклидов	77
4.3	Период потенциальной опасности радионуклидов в зависимости от исходной удельной активности.....	81
	Выводы по главе 4.....	82
	Глава 5. Группировка радиоактивных отходов в зависимости от намерения дальнейшей утилизации	84
5.1	Среднегодовой объём РАО в зависимости периода потенциальной опасности	87
5.2	Упаковки РАО в зависимости от группы и класса РАО.....	92
	Выводы по главе 5.....	93
	Глава 6. Технологические подходы обращения с радиоактивными отходами, в зависимости от периода потенциальной опасности.....	95
6.1	Промежуточное хранение	99
6.2	Временное хранение в приповерхностных пунктах	100
6.2.1	Критерии приемлемости по удельной активности РАО для временного хранения.....	101
6.2.2	Критерии приемлемости по удельной активности первичных упаковок на стадии сбора без переработки.....	103
6.2.3	Критерии приемлемости на стадии сбора первичных упаковок по удельной активности для иммобилизации методом фрагментации.....	103
6.2.4	Критерии приемлемости на стадии сбора первичных упаковок по удельной активности для иммобилизации методом прессования.....	104
6.2.5	Критерии приемлемости первичных упаковок на стадии сбора по удельной активности для иммобилизации методом сжигания.....	105
6.3	Долговременное хранение РАО в приповерхностных пунктах хранения, размещаемых на глубине до 100 метров	107
6.3.1	Критерии приемлемости по удельной активности РАО для долговременного хранения на глубине до 100 метров	107
6.3.2	Критерии приемлемости для первичных упаковок на стадии сбора по удельной активности РАО, для иммобилизации по технологии прессования	110

6.3.3	Критерии приемлемости первичных упаковок на стадии сбора РАО в по удельной активности для иммобилизации по технологии сжигания	111
6.4	Захоронение РАО на срок более 300 лет без намерения изъятия.....	112
6.4.1	Критерии приемлемости по удельной активности РАО для захоронения	113
6.4.2	Критерии приемлемости первичных упаковок на стадии сбора по удельной активности для иммобилизации по технологии прессования	114
6.4.3	Критерии приемлемости для первичных упаковок на стадии сбора по удельной активности для иммобилизации по технологии сжигания.....	115
6.5	Унифицированные технологические схемы утилизации РАО	117
6.5.1	Технологические схемы для сжигаемых РАО для всех этапов обращения, ориентированные на срок изоляции	118
6.5.2	Технологическая схема для прессуемых РАО, для всех этапов обращения, ориентированная на срок изоляции	120
6.5.3	Технологические схемы обращения с РАО без переработки для всех этапах обращения, ориентированных на срок изоляции	121
6.5.4	Технологические схемы для фрагментируемых РАО для всех этапах обращения, ориентированных на срок изоляции	123
6.6	Критерии приемлемости для унифицированных технологических схем утилизации радиоактивных отходов.....	124
6.7	Экономическая эффективность подходов обращения с РАО, в зависимости от периода потенциальной опасности.....	127
6.7.1	Калькуляция переработки прессуемых радиоактивных отходов	129
6.7.2	Калькуляция переработки прессуемых РАО с учётом периода потенциальной опасности	133
6.7.3	Оценка экономической эффективности прессуемых РАО.....	134
	Выводы по главе 6.....	136
	Заключение	137
	Список сокращений и условных обозначений	140
	Список литературы	142

ВВЕДЕНИЕ

Актуальность работы. При эксплуатации и выводе из эксплуатации ядерных и радиационно-опасных объектов (ЯРОО) встаёт проблема обращения с радиоактивными отходами, которые неизбежно образуются на всех стадиях жизненного цикла [32, 87].

Закон ФЗ-190 от 11 июля 2011 позволяет урегулировать отношения в области обращения с РАО [186]. В законе установлены 2 категории РАО: особые и удаляемые, критерии отнесения к которым сформулированы в ПП РФ № 1069 от 19.10.2012 [141, 142]. Требования по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения на всех этапах обращения с РАО устанавливают санитарные правила (СПОРО-2002, ОСПОРБ-99/2010), переработанные в соответствии с требованиями закона [114, 118]. Технология переработки РАО определяется агрегатным состоянием, удельной активностью и количеством отходов, а также техническими и финансовыми возможностями предприятия. Выбор варианта изоляции зависит от радиационных характеристик отходов и является экономической и социальной задачей, которая решается в зависимости от классификации РАО, основанной на удельной активности отходов. Основным недостатком существующей классификации является то, что она не учитывает срок сохранения потенциальной радиационной опасности отходов, референтным показателем которой является срок сохранения потенциальной опасности РАО ($T_{\text{ппо}} \text{ РАО}$), и его возможное увеличение за счет накопления дочерних радионуклидов. Это приводит к тому, что при размещении РАО в ПХ РАО не учитывается $T_{\text{ппо}} \text{ РАО}$. В результате в ПХ РАО размещены упаковки РАО как с давно истёкшим $T_{\text{ппо}}$, так и РАО, которые ещё продолжительное время будут представлять потенциальную радиационную опасность.

В нормативном документе НП-093-14 определены общие требования к установлению критериев приемлемости для захоронения, как для самих РАО, так и для упаковок. Критерий отнесения радионуклидов к короткоживущим или долгоживущим по периоду период полураспада 31 год, не учитывает $T_{\text{ппо}}$. Это позволяет поставщику отходов собирать в одной упаковке РАО с разным сроком

хранения, а это приводит к необоснованным затратам на хранение и захоронение отходов.

В связи с увеличением количества выводимых из эксплуатации ЯРОО, объём объектов и работ представлен в Федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016 – 2020 годы и на период до 2030 года», которые неизбежно будут сопровождаться образованием большого количества отходов разного уровня активности. Учет и контроль движения отходов необходимо проводить на всех стадиях обращения до этапа утилизации, для этого необходимо создавать экономически обоснованную поэтапную систему утилизации всех накопленных и вновь образующихся РАО. В том числе особую значимость приобретает решение вопросов вывода отдельных упаковок РАО, отсеков или освобождение хранилищ в целом из-под регулирующего контроля. Это позволит сократить затраты на утилизацию.

В настоящей работе для этого предложены усовершенствованные технологические подходы к обращению с РАО, которые ориентированы на изоляцию РАО в зависимости от срока сохранения потенциальной опасности РАО. Решение этих вопросов является важной и актуальной задачей.

Целью работы является разработка технологических подходов к обращению с РАО в зависимости от периода потенциальной опасности.

Для достижения этой цели были поставлены следующие **задачи**:

1. Провести анализ исходных характеристик РАО, определяющих способ утилизации.
2. Определить срок сохранения потенциальной опасности РАО, с учетом вклада дочерних радионуклидов.
3. Уточнить классификацию РАО, с учетом срока сохранения потенциальной опасности РАО, и технологических особенностей обращения с отходами.
4. Усовершенствовать и унифицировать технологические схемы обращения с РАО, в зависимости от срока сохранения потенциальной опасности РАО и морфологического состава отходов.

5. Разработать критерии приемлемости для основных технологических этапов обращения с РАО, в зависимости от способа утилизации.

Научная новизна заключается в следующем:

1. Детально проанализированы характеристики РАО, поступающих на утилизацию и находящихся в пунктах хранения РАО. Выявлен перечень радионуклидов, которые вносят основной вклад в суммарную активность поступающих на утилизацию РАО.

2. Выявлены особенности характеристики упаковок РАО большого размера при неравномерном распределении радионуклидов в объёме упаковки.

3. Показано, что размещение отходов в пунктах хранения РАО должно происходить в зависимости от срока сохранения потенциальной опасности РАО с учётом прогноза накопления дочерних радионуклидов для определенного перечня материнских радионуклидов.

4. Установлены сроки сохранения потенциальной опасности РАО для основного набора радионуклидов для 2,3,4 классов РАО в зависимости от исходной удельной активности.

5. Разработаны дополнительные группы при классификации РАО по классам, в зависимости от намеченного способа изоляции, которые позволят формировать окончательные упаковки РАО для утилизации с близкими сроками сохранения потенциальной опасности.

6. Усовершенствованы и унифицированы технологические схемы для каждого способа утилизации РАО в зависимости морфологического состава отходов, от радионуклидного состава и исходной удельной активности, срока сохранения потенциальной опасности РАО.

Практическая значимость:

1. Показано, что при определении срока сохранения потенциальной опасности РАО необходимо учитывать накопление дочерних радионуклидов.

2. Показана необходимость использования срока сохранения потенциальной опасности РАО в качестве основного критерия при выборе технологических подходов обращения с РАО.

3. Предложены усовершенствованные унифицированные технологические схемы обращения с РАО, которые базируются на системе классификации РАО, учитывающей срок сохранения потенциальной опасности РАО, и позволят своевременно выводить из-под регулирующего контроля упаковки РАО, не представляющие радиационную опасность для окружающей среды в технологии утилизации радиоактивных элементов.

4. Показано, что применение технологических подходов к обращению с РАО, в зависимости от срока сохранения потенциальной опасности РАО, приводит к существенному снижению затраченных финансовых средств на утилизацию РАО и может достигать ~ 80 %.

Внедрение результатов:

1. при разработке Технологической инструкции Ти Рад 27-2014 «Контроль и учёт радиоактивных веществ и радиоактивных отходов», Инв. № 0110 от 30.07.2014, которая введена в действие приказом по предприятию в ФГУП «РАДОН» № 622 от 07.08.2014 г.;

2. при разработке ПД Рад 24-2013 «Инструкция по учёту и контролю радиоактивных веществ и радиоактивных отходов ФГУП «РАДОН», Инв. № 1050 от 18.09.2013 г., которая введена в действие приказом по предприятию № 633 от 23.09.2013 г.;

3. при разработке ПКИ Рад 91-2012 «Программа качества измерений радиоактивных веществ и радиоактивных отходов», которая введена в действие приказом по предприятию № 737 от 22.11.2012 г.;

4. при разработке Пи Рад 90-2012 (взамен Пи Рад 90-2012) «Программа измерений радиоактивных веществ и радиоактивных отходов», которая введена в действие приказом по предприятию № 737 от 22.11.2012 г.

Основные положения, выносимые на защиту:

1. Перечень радионуклидов, которые вносят основной вклад в суммарную активность РАО, поступающих на утилизацию, и определяют суммарную активность РАО, находящихся в ПХ РАО.

2. При характеристике упаковки РАО большого размера, для уменьшения влияния неравномерного распределения активности на относительную погрешность измерения, необходимо корректировать «шаблон геометрии» при измерении или уменьшать объём упаковки РАО за счет переупаковки.

3. Перечень материнских радионуклидов, для которых необходимо учитывать вклад дочерних радионуклидов в срок сохранения потенциальной опасности радиоактивных отходов, категорирование которых по классам необходимо проводить на стадии сбора и по дочернему радионуклиду.

4. Срок сохранения потенциальной опасности РАО, с учетом прогноза накопления дочерних радионуклидов, который является основным критерием выбора способа утилизации для 2,3,4 классов РАО, в зависимости от исходной удельной активности.

5. Классификация РАО по дополнительным группам внутри классов, в зависимости от намеченного способа изоляции, которые позволяют формировать окончательные упаковки РАО для утилизации, с близкими сроками сохранения потенциальной опасности.

6. Усовершенствованные унифицированные технологические схемы обращения с РАО и критерии приемлемости для каждого технологического этапа, в зависимости от морфологического состава, радионуклидного состава и исходной удельной активности, срока сохранения потенциальной опасности РАО, которые определяют способ утилизации.

Связь работы с научными программами, планами, темами. Работа выполнялась в рамках «Программы совершенствования и повышения качества, безопасности, надежности средств и методов производства при обезвреживании РАО, обеспечения радиационной безопасности населения и охраны окружающей среды» ФГУП «РАДОН» на 2009 – 2014 гг., утвержденной руководителем Департамента жилищно-коммунального хозяйства и благоустройства Правительства Москвы; а также в рамках ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009 – 2013 годы (Шифр темы 2010-1.4-204-001-012).

Методология и методы исследования. В работе приведены результаты исследования характеристик РАО и продуктов их переработки, поступавших в ФГУП «РАДОН» в 2008 – 2014 годы (более 20 тысяч упаковок). Исследования заключались в характеризации РАО, находящихся в обращении в ФГУП «РАДОН», внесение данных в информационно-техническую систему учёта и контроля РАО, анализ массива данных о радионуклидном составе и удельной активности РАО.

Личный вклад автора. При планировании, организации и проведении исследований по всем разделам и этапам работы доля участия автора составила 80 %. Анализ полученных материалов и обобщение результатов исследований полностью проведены автором.

Степень достоверности результатов проведённых исследований подтверждается объёмом экспериментальных исследований, выполненных по аттестованным методикам в аккредитованной аналитической лаборатории ФГУП «РАДОН».

Апробация работы. Материалы диссертации докладывались на II, V, VI международных ядерных форумах (Санкт-Петербург, 2007, 2010, 2011); на международной конференции «Plutonium Futures» (Кембридж, 2012); на V международной научно-технической конференции молодых учёных и специалистов атомной отрасли «Команда-2013» (Санкт-Петербург, 2013); на всероссийской научно-практической конференции с международным участием (Новоуральск, 2010); на VI, VII российских конференциях по радиохимии «Радиохимия» (Москва, 2009; Димитровград, 2012); на российской научно-технологической конференции с международным участием (Екатеринбург, 2011); на V молодёжной научно-практической конференции «Ядерно-промышленный комплекс Урала: проблемы и перспективы», (Озёрск, 2009); на IV российской школе по радиохимии и ядерным технологиям (Озёрск, 2010); на отраслевой научно-практической конференции «Наука, производство, экологическая безопасность» (Северск, 2010); на X всероссийской выставке научно-технического творчества молодёжи (Москва, 2010); на молодёжной конференции

с элементами научной школы «Современные проблемы радиохимии и радиоэкологии» (Москва, 2011); на I, II, III, IV конференциях молодых учёных, аспирантов и студентов «Обращение с радиоактивными отходами. Проблемы и решения» (Сергиев Посад, 2006, 2008, 2010, 2011).

Публикации. По теме диссертации опубликовано 26 научных работ, в том числе 2 статьи в журналах рекомендуемых ВАК.

Структура и объём диссертации. Диссертация состоит из введения, шести глав, заключения, списка литературы. Общий объём работы составляет 167 страниц основного текста, включая 41 таблицу и 22 рисунка. Список использованных источников содержит 199 наименований.

ГЛАВА 1. ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР

В результате развития атомной энергетики, выполнения военных программ, деятельности научно-исследовательских и медицинских учреждений в 33-х субъектах Российской Федерации накоплены большие объёмы радиоактивных отходов в жидком, твёрдом и отверждённом виде.

Проблема обращения с РАО имеет значение во всех странах мира. По имеющимся оценкам к настоящему времени во всем мире уже накоплено около 300 тысяч тонн отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), и по прогнозам к 2030 году этот объём возрастет до 500 тыс. тонн с суммарной активностью около 10^{20} Бк [105]. Обращение с РАО требует развития технологий переработки с последующей изоляцией на время сохранения ими потенциальной опасности.

Федеральные целевые программы (ФЦП) «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» и «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016 – 2020 годы и на период до 2030 года» призваны решать накопленные проблемы. Целью целевых программ является комплексное решение проблем обеспечения ядерной и радиационной безопасности в Российской Федерации, связанных с обращением с отработавшим ядерным топливом и РАО, выводом из эксплуатации ядерно- и радиационно-опасных объектов (ЯРОО); совершенствование систем, необходимых для обеспечения и контроля ядерной и радиационной безопасности [184]. В Программах предусмотрено создание объектов инфраструктуры по обращению с ядерными и радиоактивными отходами, создание мощностей по переработке, хранению и транспортированию РАО [71]. При реализации ФЦП предусмотрены такие мероприятия, как строительство хранилищ ТРО; реконструкция объектов временного хранения РАО с преобразованием их в объекты приповерхностного захоронения; ликвидация остановленных ЯРОО; создание новых технологий и установок по переработке отработавшего ядерного топлива и РАО.

Большое внимание уделяется обоснованию и разработке нормативно-правовой базы для безопасного функционирования государственной системы обращения с РАО. Принятие закона № 190-ФЗ от 11 июля 2011 позволяет урегулировать эти вопросы при обращении с РАО.

Существующая законодательная база позволяет обеспечить радиационную безопасность и защитить окружающую среду и население на всех этапах жизненного цикла РАО Федеральными законами, которые рассмотрим в следующем разделе.

1.1 НОРМАТИВНО-ПРАВОВОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Основным нормативным актом, определяющим экологические права и свободы человека и гражданина России, является Конституция России (1993) [73]. Она устанавливает право каждого на благоприятную окружающую среду (ст. 41), право на возмещение ущерба, причинённого загрязнением окружающей среды (ст. 42) и определяет обязанности каждого сохранять природу и бережно относиться к её богатствам (ст. 58). Остальные законодательные акты не должны ей противоречить.

Акты гражданского законодательства образуют иерархическую систему. Иерархическая система нормативно-правового обеспечения при обращении с источниками ионизирующего излучения (ИИИ) представлена на рисунке 1.1.

Следующий уровень после Конституции составляют федеральные законы (ФЗ) Российской Федерации. Основными законами РФ, которые определяют и регулируют отношения в области обращения с РАО являются: закон «Об использовании атомной энергии ФЗ-170», «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации ФЗ-190», «О радиационной безопасности населения ФЗ-3», «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения ФЗ-52» [185 – 188]. Законы содержат не только общие положения правовой системы по предотвращению вредного воздействия хозяйственной и иной деятельности, но и

отдельные положения, относящиеся к обеспечению безопасности при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и отходами.

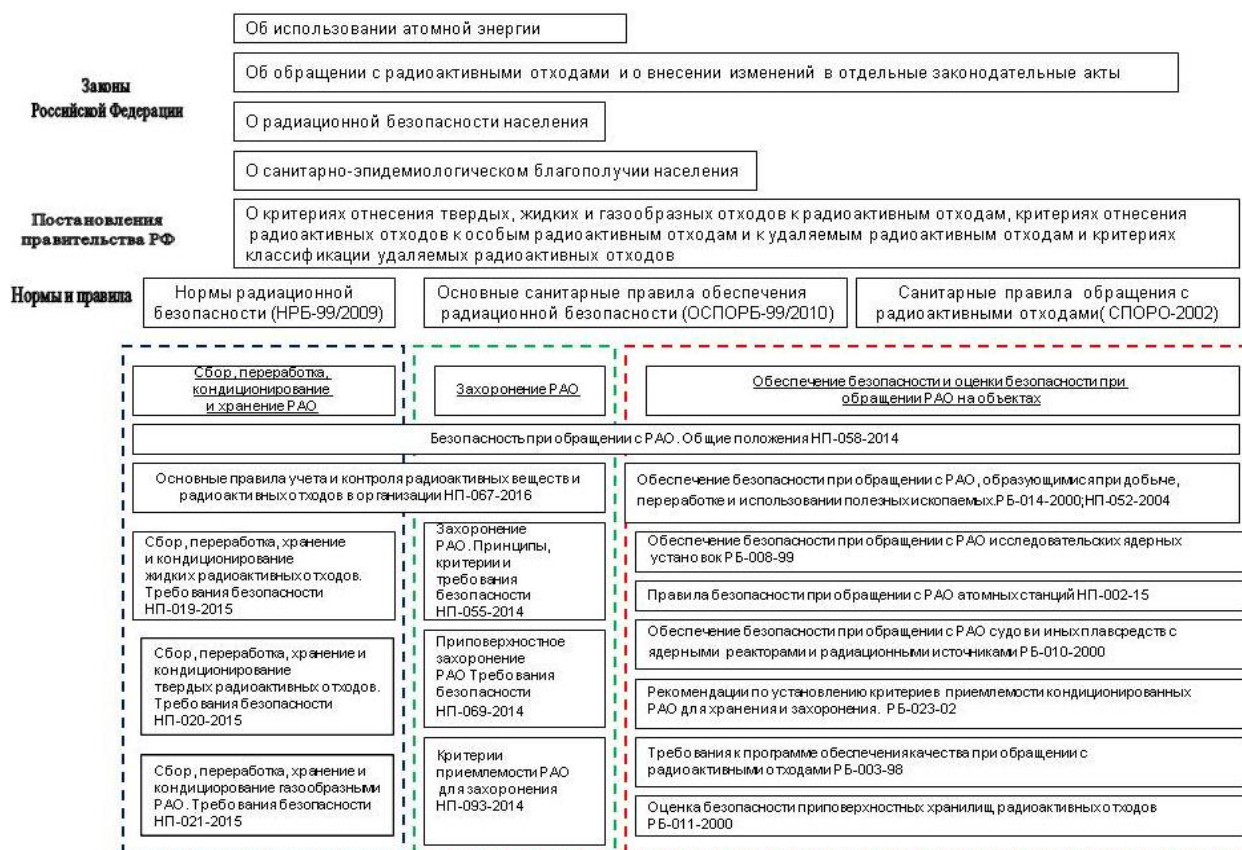


Рисунок 1.1 – Иерархическая система нормативно-правового обеспечения при обращении с ИИИ

Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» (с изм. и доп. от 03 июля 2016 г.) определяет правовую основу и принципы регулирования отношений, возникающих при использовании атомной энергии [185]. Закон направлен на защиту здоровья и жизни людей, охрану окружающей среды, защиту собственности при использовании атомной энергии. Закон призван способствовать развитию атомной науки и техники, содействовать укреплению международного режима безопасного использования атомной энергии.

Федеральный закон от 09.01.96 г. ФЗ-3 «О радиационной безопасности населения» (с изменениями от 3 июля 2011 г.) определяет правовые основы обеспечения радиационной безопасности населения в целях охраны его здоровья [187]. Одним из важнейших факторов обеспечения радиационной безопасности

населения является её государственное нормирование, которое определяется статьёй 9.

Федеральный закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» (с изменениями от 03 июля 2016 г.) направлен на обеспечение государственного контроля соблюдения действующих законодательных и нормативных документов, обеспечивающих нормальное состояние окружающей среды и здоровья населения [188].

Новым шагом было принятие Федерального закона № 190 «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты», устанавливающего новые подходы к обращению с РАО [186]. Эти подходы базируются на делении РАО на особые и удаляемые.

Следующий уровень – это федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии.

Для реализации основных положений Федеральных законов создан следующий уровень регулирующих нормативных документов: НРБ-99/2009, ОСПОРБ-99/2010, СПОРО-2002 и СП АС-03. Основные санитарные правила и нормативы обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010) устанавливают требования по защите людей от вредного радиационного воздействия при всех условиях облучения от источников ионизирующего излучения, на которые распространяется действие «Норм радиационной безопасности» (НРБ-99/2009) [114, 125].

Для атомных электростанций (АЭС) введены отдельные требования по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при размещении, проектировании, строительстве, вводе в эксплуатацию и эксплуатации атомных станций, которые устанавливают «Санитарные правила проектирования и эксплуатации АЭС» (СП АС-03) СанПиН 2.6.1.24 [119].

Для РАО установлены свои санитарные правила обращения (СПОРО-2002) СП 2.6.6.1168-02 (с изменениями от 16 сентября 2013 г.), которые содержат классификацию 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 [118].

1.2 ИСТОЧНИКИ ОБРАЗОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

РАО в зависимости от источника происхождения можно условно разделить на отходы, образующиеся в ядерном топливном цикле (ЯТЦ) на всех его стадиях и отходы, не связанные с ЯТЦ (исследовательские, медицинские, бытовые и т.п.). Большое количество (по объёму) отходов образуется при ликвидации радиационных аварий, природных аномалий и в результате военной деятельности (загрязнённые грунты, промывочные воды, транспортные средства и оборудование и др.) [71].

По агрегатному состоянию РАО подразделяются на жидкие (ЖРО), твёрдые (ТРО) и газообразные (ГРО). И жидкие, и твёрдые РАО подразделяются по удельной активности на четыре категории: очень низкоактивные (ОНАО), низкоактивные (НАО), среднеактивные (САО), высокоактивные (ВАО).

Ядерный топливный цикл – это вся последовательность повторяющихся производственных процессов, начиная с добычи топлива и заканчивая захоронением ядерных и радиоактивных отходов. Основное количество РАО в ЯТЦ образуется при эксплуатации ядерных реакторов на АЭС, а также в ядерном оружейном комплексе и при эксплуатации атомных подводных лодок [4, 28, 75]. Отходы отличаются по удельной активности и агрегатному состоянию, далее они подвергаются кондиционированию с целью уменьшения объёмов для дальнейшего хранения [127, 135, 138, 174].

В процессе эксплуатации АЭС образуются, в зависимости от агрегатного состояния, три вида отходов: газообразные, жидкие и твёрдые. ЖРО АЭС включают: кубовые остатки, воды бассейнов выдержки, воды спецпрачечных и санпропускников, трапные воды, воды от гидротранспорта, отработанные дезактивационные растворы и др.

5. Основной источник образования ТРО АЭС – плановая замена оборудования, отходы после ремонта помещений и оборудования, а также в результате переработке ОЯТ и изготовлению топлива и др. Состав ТРО очень разнообразный. Это различные металлы, кабели, теплоизоляция, загрязнённая спецодежда, пластикат, бумага и т.д. [139, 80].

К высокоактивным ТРО относятся элементы реакторного оборудования. В общем объёме эксплуатационных ТРО их доля не превышает 4 %. В среднем ежегодно образуются на четырёхблочной АЭС около 1200 т РАО, около 90 % которых составляют низкоактивные ТРО [13, 179].

Например, при иммобилизации отходов Смоленской АЭС, которые расположены в хранилищах ЖРО объёмом 15206 м³ и хранилищах твёрдых РАО объёмом 12965 м³, ожидается образование 5×10^5 двухсотлитровых бочек и около 2500 контейнеров НЗК общим объёмом 3,5 тыс. м³ [128].

РАО, не связанные с ЯТЦ, образуются в различных отраслях народного хозяйства. Они делятся на институциональные (РАО научно-исследовательских институтов, исследовательских установок, производственных лабораторий и др.) и бытовые. Широкое применение радиоактивных изотопов в народном хозяйстве и в здравоохранении приводит к накоплению отработавших ИИИ.

Исследовательские РАО представлены лабораторными стоками и другими отходами, в том числе твёрдыми, образующимися в процессе научно-исследовательской деятельности. К исследовательским РАО также относятся отходы медицинских учреждений, где используются радиоактивные изотопы [2, 82]. В этих отходах могут содержаться и биологические материалы (трупы подопытных животных, отдельные органы, загрязнённые радионуклидами и др.).

Отходы могут быть как жидкими, так и твёрдыми; они разнообразны по физическим свойствам, химическому и изотопному составу.

В ближайшие 10 – 20 лет объёмы вывода из эксплуатации отработавших источников ионизирующего излучения различного назначения будут увеличиваться, соответственно увеличится объём РАО, поступающих в специализированные организации на переработку и хранение.

1.3 СИСТЕМА ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Закон № 190-ФЗ от 11 июля 2011 «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» регулирует отношения в области обращения с РАО.

Обращение с РАО – деятельность по сбору, сортировке, переработке, кондиционированию, перевозке, хранению и захоронению радиоактивных отходов [7, 11, 23, 27, 38, 39].

Целью обращения с РАО является обеспечение безопасности населения и окружающей среды в настоящее время и в будущем, которое будет реализовано путём их надёжной изоляции, обеспечивающей радиационную безопасность человека и окружающей среды на весь период потенциальной опасности РАО. Таким образом, конечной целью обращения является изоляция РАО, безопасность которых обеспечивается путём последовательной реализации концепции глубокоэшелонированной защиты, основанной на применении системы инженерных барьеров (в случае приповерхностного захоронения) или совокупности инженерных и природных (естественных) барьеров (в случае захоронения в глубоких геологических формациях). Система защитных барьеров должна сохранять стабильность, работоспособность и защитные свойства в течение всего срока потенциальной опасности отходов [191, 197].

Основными принципами функционирования единой государственной системы обращения с РАО являются охрана жизни и здоровья человека, настоящего и будущих поколений, охрана окружающей среды от негативного воздействия РАО [61, 72].

1.3.1 Основные технологические стадии обращения с радиоактивными отходами

Сбор и сортировка РАО осуществляется в местах их образования и/или переработки с учётом радиационных, физических и химических характеристик в

соответствии с системой классификации отходов и с учётом методов последующего обращения с ними [90, 121, 122, 123].

Первичная сортировка отходов, включающая в себя их разделение на радиоактивные и нерадиоактивные составляющие, разделение по агрегатному состоянию на жидкие и твёрдые РАО, направлена на разделение отходов для переработки по принятым технологиям.

Переработка или иммобилизации РАО осуществляется: для уменьшения их объёма; перевода в форму, удобную для транспортировки, безопасную для хранения и захоронения.

Хранение РАО осуществляется отдельно для отходов разных категорий в сооружениях, которые обеспечивают безопасную изоляцию отходов в течение всего срока сохранения опасности с возможностью их последующего извлечения.

Транспортирование РАО предусматривает их безопасное перемещение между местами их образования, переработки, хранения и захоронения с использованием специальных грузоподъёмных и транспортных средств.

Захоронение РАО направлено на безопасную изоляцию от человека и окружающей его среды без намерения их последующего извлечения [183, 192].

НП-020-2015 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твёрдых радиоактивных отходов. Требования безопасности» устанавливает требования к обеспечению безопасности при сборе, переработке, хранении и кондиционировании твёрдых радиоактивных отходов на ядерных установках, радиационных источниках, в пунктах хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, в хранилищах РАО [122].

Пункт 17 НП-020-2015 запрещает смешивание в процессе сбора, переработки, хранения и кондиционирования ТРО с нерадиоактивными отходами. Пункт 20 регламентирует, что при сборе ТРО должна проводиться их сортировка в соответствии с удельной активностью и радионуклидным составом (в том числе по альфа-излучающим радионуклидам), с агрегатным состоянием и предполагаемым методом переработки. В пункте 22 устанавливается, что ТРО, содержащие только радионуклиды с периодом полураспада менее 15 суток,

можно собирать отдельно и выдерживаться в местах временного хранения до снижения величины их удельной активности и величины их суммарной активности до значений, при которых РАО освобождаются от регламентации. Эти требования распространяются и на ЖРО в соответствии с требованиями НП-019-2015 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» [121].

Выбор возможных вариантов обращения с РАО зависит от следующих факторов [191]:

- вид, объём, физические и химические свойства, радионуклидный состав;
- существующие потоки РАО и прогнозы на будущее;
- соответствие критерием приемлемости для захоронения.

Между всеми стадиями обращения с РАО, начиная от образования отходов и до их захоронения, существует взаимосвязь. Решения, относящиеся к одной стадии обращения с РАО, принимаются с учётом требований других стадий. Например, при переработке и кондиционировании РАО необходимо прогнозировать изменение характеристик в процессе переработки и в процессе хранения, их сопоставление с критериями приемлемости для захоронения. Разработка подходов к обращению с РАО, учитывающих изменение их характеристик в процессе переработки и в процессе хранения или захоронения, является основной задачей данной работы. Для решения этих проблем целесообразно использовать системный подход.

1.3.2 Кондиционирование радиоактивных отходов

Переработка или кондиционирование радиоактивных отходов — технологические операции по приведению радиоактивных отходов в физическую форму и состояние, пригодные для их хранения и захоронения, и соответствующие критериям приемлемости [187].

Задачей кондиционирования является перевод в стабильную физико-химическую форму, максимально ограничивающую выход радионуклидов за

пределы матричного материала и инженерных барьеров, а также максимально возможное, экономически обоснованное сокращение объёма отходов [3, 7, 94].

Кондиционирование – это операции по изготовлению упаковок отходов, приемлемых для перевозки, хранения и/или захоронения. Кондиционирование заключается в переводе отходов в твёрдую форму различными технологическими методами, путём прессования, фрагментации, цементирования, битумирования или переработки с использованием высокотемпературных методов (остекловывание, плавление, пиролиз, сжигание горючих отходов) или другими методами переработки. Кондиционированные отходы должны соответствовать критериям приемлемости для соответствующего метода утилизации, хранения или захоронения [106, 191, 194]. Вопросам переработки РАО посвящены многочисленные работы [19, 25, 36, 37, 40, 41, 94, 107, 134, 166-169, 175, 193, 194, 196].

Способы кондиционирования, в зависимости от морфологического состава, приведены в руководящем документе «Методические указания о порядке осуществления надзора за обеспечением радиационной безопасности хранилищ радиоактивных отходов» РД-10-03-2006 и представлены в таблице 1.1 [100].

Критерием выбора конкретного метода переработки является соответствие продукта переработки требованиям дальнейших этапов обращения с ТРО – транспортировка, временное хранение, захоронение. На выбор метода переработки РАО влияют требования действующих норм, правил и стандартов в сфере безопасного обращения с РАО: требования к форме, физико-химические и радиационные характеристики и т.д.

В процессе кондиционирования происходит изменение радиационных характеристик РАО. Целью контроля качества кондиционированных РАО является доказательство соответствия кондиционированных РАО критериям приемлемости РАО для их хранения и захоронения [10, 158].

Таблица 1.1 – Виды кондиционирования, в зависимости от морфологического и вещественного состава РАО

Краткое наименование группы	Вид кондиционирования
Источники, выгружаемые из контейнеров	Размещение РАО, в хранилищах скважинного типа
Источники с контейнерами	Переупаковка, размещение в ПХ РАО
Радиоизотопные приборы	Фрагментация, сортировка, переупаковка, размещение РАО, в хранилищах скважинного типа
Ампулированные препараты	Переупаковка, размещение РАО, в хранилищах скважинного типа
Биологические	Сжигание, иммобилизация в матричный материал, размещение в ПХ РАО
Небиологические	Сжигание, иммобилизация в матричный материал
Прессуемые	Прессование, либо иммобилизация в матричный материал и размещение в ПХ РАО
Кондиционируемые	Переупаковка, иммобилизация в матричный материал, размещение в ПХ РАО
Фильтры	Фрагментация, переупаковка
Несортированные	Фрагментация и сортировка
Жидкие неорганические	Концентрирование, остекловывание, цементирование
Жидкие органические	Сжигание, цементирование
Жидкие прочие	Цементирование, остекловывание

Работы по совершенствованию технических решений направлены: на снижение объёма конечного продукта; стабильность и прочность конечного продукта, гарантирующего долговременность и безопасность хранения; на надёжность и простоту реализации способа кондиционирования; на уменьшение количества образующихся при этом вторичных радиоактивных отходов, а также на уменьшение количества технологических переделов.

Известны работы Маслова М.В, Чистякова В.Н., Гупало В.С., в которых приведены основные варианты схем подготовки РАО к окончательной изоляции и рассмотрены упаковки для РАО, а также приведена оценка коэффициента уменьшения конечных объёмов РАО [94]. Авторы предлагают проводить выбор оптимальных вариантов переработки РАО следующим образом: минимальная

стоимость переработки при максимальном сокращении объёма конечных форм РАО. Но при таком подходе необходимо учитывать стоимость утилизации вторичных РАО, которые могут образовываться на разных технологических переделах, а так же не рассматривается целесообразность переработки РАО.

Из вышесказанного следует, что при выборе метода кондиционирования целесообразно учитывать следующее:

- объёмы отверждённых РАО;
- минимизация стоимости переработки;
- минимизация объёма образования вторичных РАО;
- соответствие характеристик, кондиционированных РАО критериям приемлемости РАО для хранения и захоронения;
- учёт периода потенциальной опасности РАО.

Критерии отнесения РАО к тому или иному варианту кондиционирования должны быть разработаны и являются одной из задач данной работы.

Для отверждённых ЖРО или ТРО форма РАО является первым, а контейнер – вторым физическим барьером, позволяющим обеспечить надежную изоляцию РАО. На основании этого определяется требуемый тип контейнера или упаковки для РАО.

В зависимости от степени готовности к изоляции формы РАО квалифицируются как:

- первичные (при доставке в специализированное предприятие);
- промежуточные (в процессе технологической переработки);
- окончательные (при размещении в ПХ РАО).

Выбор способа захоронения зависит от характеристик РАО (класс РАО, радионуклидный состав, удельная активность, период потенциальной опасности, физико-химические свойства) и их объема [29, 110, 111, 116, 117, 154, 155, 162, 194, 196].

При этом на всех этапах обращения с РАО не учитывается такая важная характеристика РАО, как изменение радионуклидного состава в процессе

хранения за счёт образования дочерних радионуклидов. Учёт этого является одной из задач данной работы.

1.3.3 Изоляция радиоактивных отходов

Важным этапом и конечной задачей обращения с РАО является изоляция РАО от человека и окружающей среды на весь период сохранения потенциальной опасности [99, 110, 111].

Существовавшая в России система обращения с РАО формировалась в процессе развития в СССР. Была принята идеология долговременного хранения с намерением последующего извлечения или с возможностью продления эксплуатации [151]. Применялась практика «отложенных решений», и схема обращения с РАО сводилась только к этапам сбора и временного хранения некондиционированных отходов в местах их образования, то есть на площадках АЭС и других объектов использования атомной энергии.

Затем появилось понимание создания пунктов долговременного хранения отходов, которые получили сейчас статус «исторические хранилища». Прежде всего, эти площадки были привязаны к местам образования РАО. При этом предусматривалась техническая возможность для извлечения РАО, транспортировки, с последующей утилизацией. На этих полигонах необходимо постоянно проводить мониторинг окружающей среды [1, 31, 79]. В настоящее время насчитывается более 1000 «исторических» объектов временного хранения РАО, построенных более 50 лет назад; часть из которых представляют реальную и потенциальную угрозу окружающей среде. Насчитывается более 30 различных типов хранилищ твёрдых РАО: здания, траншеи, бункеры, ёмкости, открытые площадки и т.д.; и более 18 видов хранилищ жидких отходов: ёмкости, открытые водоёмы, пульпохранилища и пр. Эти объекты хранения создавались с учётом специфики работы предприятий и используемых технологий.

В хранилищах траншейного типа отходы размещались в грунтовые траншеи с последующей засыпкой. Бункеры закрытого типа представляли собой конструкции из сборного или монолитного железобетона, в которые помещали упаковки отходов. Пустоты в ПХ РАО засыпались глиной или заливались

цементным раствором, после чего возводилось перекрытие из бетонных плит и асфальта, также возводились дополнительные земляные насыпи для защиты всей конструкции от воды. Некоторые хранилища размещены на песках, песчаниках и супесях, которые обладают высокой проницаемостью.

Необходимость извлечения отходов из старых хранилищ и создание новых объектов окончательной изоляции – давно назрела. Но имеющиеся производственные мощности не могут обеспечить переработку и надежную изоляцию и накопленных, и вновь образующихся РАО [6].

Подходы к изоляции РАО, регламентированные ФЗ-190, направлены на изменение сложившейся ситуации. Закон содержит новый подход к обращению с РАО, который позволяет решить одну из экологических проблем ядерного наследия России – обращение с накопленными (историческими) РАО. ФЗ-190 определяет, что РАО, образовавшиеся до введения закона 11 июля 2011 года, являются накопленными. Решение проблемы обращения с ними возложена на государство.

Для накопленных отходов введение нового понятия позволяет делить их на особые или удаляемые. Такое деление решает проблему с накопленными ранее РАО, так как существенно уменьшает затраты на утилизацию.

Для хранения особых РАО, предусмотрено следующее разделение:

- пункт размещения особых РАО – природный объект или объект техногенного происхождения, содержащий особые РАО, не изолированные от окружающей среды; либо объект, содержащий особые РАО, срок изоляции которых от окружающей среды не установлен;

- пункт консервации особых РАО – природный объект или объект техногенного происхождения, в котором содержатся особые РАО, имеются барьеры для обеспечения безопасности и изоляции от окружающей среды в течение определенного соответствующим проектом срока эксплуатации объекта.

Обращение с удаляемыми РАО осуществляется в зависимости от категории удаляемых РАО и с учётом технологических особенностей последующего

обращения. В зависимости от категории удаляемых РАО предлагаются разные способы изоляции.

Организации, в результате деятельности которых образуются РАО, являются собственниками и несут ответственность за безопасность при обращении с РАО до их передачи национальному оператору.

Статья 12 ФЗ-190 устанавливает [186]:

- п.1 РАО, за исключением короткоживущих РАО, удельная активность которых в результате распада радионуклидов за время хранения, может быть снижена до уровня, при котором такие отходы перестают быть РАО, подлежат обязательному захоронению в ПХ РАО;
- п.2 захоронение твёрдых долгоживущих ВАО и твёрдых долгоживущих САО осуществляется в пунктах глубинного захоронения, обеспечивающих локализацию таких отходов;
- п.3 захоронение твёрдых НАО и твёрдых САО, короткоживущих РАО, может осуществляться в пунктах приповерхностного захоронения;
- п.4 захоронение РАО, образующихся при добыче и переработке урановых руд, и твёрдых ОНАО может осуществляться без их кондиционирования в пунктах приповерхностного захоронения.

Выбор способа утилизации определяется в соответствии с классификацией удаляемых РАО [142].

Изоляция осуществляется отдельно для разных категорий отходов, в зависимости от класса, в сооружениях, обеспечивающих безопасную изоляцию отходов в течение всего срока хранения РАО [6]:

- временное хранение РАО – размещение РАО в пунктах временного хранения, обеспечивающего их изоляцию от окружающей среды, с возможностью последующего извлечения. Временное хранение РАО ограничено сроком, установленным федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии [116]. Срок его эксплуатации и порядок вывода из эксплуатации определяется проектом;

- долговременное хранения РАО – размещение РАО в ПХ РАО, срок эксплуатации определён проектом, но порядок вывода из эксплуатации и меры по выводу из эксплуатации которого не предусмотрены;

- захоронение РАО – безопасное размещение РАО в пункте захоронения без намерения их последующего извлечения с обеспечением радиационной безопасности работников такого пункта, населения и окружающей среды в течение всего срока сохранения потенциальной опасности отходов [186].

При этом статья 21 п.3 ФЗ-190 позволяет после истечения срока промежуточного хранения РАО собственными силами или с привлечением специализированных организаций выводить их из-под радиационного контроля.

Критерии и основные требования безопасности при захоронении РАО в глубокие геологические формации, а также при захоронении ЖРО устанавливает федеральный документ НП-055-14 «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности» [110]. В документе регламентировано допустимое содержание радионуклидов в РАО, размещаемых в ПХ РАО.

Способы захоронения РАО в геологическую среду разделяются на глубинный и приповерхностный. Согласно п. 2.2.4. ФЗ-190 захоронение РАО должно осуществляться таким образом, чтобы не возлагать на будущие поколения необоснованное бремя, связанное с необходимостью обеспечения безопасности при обращении с РАО [110, 161].

Способы захоронения РАО подразделяются на:

- глубинное захоронение РАО – захоронение РАО в сооружениях, размещаемых на глубине свыше ста метров от поверхности земли;

- приповерхностное захоронение РАО – захоронение РАО в сооружениях, размещаемых на одном уровне с поверхностью земли или на глубине до ста метров от поверхности земли.

Выбор способа захоронения и типа конструкции объекта изоляции зависит от потенциальной опасности радионуклидов, содержащихся в РАО. Выбор площадки для захоронения определяется геолого-гидрогеологическими

характеристиками, государственной стратегией в области обращения с РАО, а также социальными, экономическими и политическими факторами [44 – 50, 53].

Приповерхностное захоронение отходов определяется как захоронение РАО в сооружениях, размещаемых на поверхности земли или на глубине до ста метров, которые разделяются на наземное и заглубленное. В наземных приповерхностных ПХ РАО, отходы размещают на одном уровне с поверхностью земли.

В России разработан ряд нормативных документов, регламентирующих критерии приемлемости отходов для захоронения, однако при этом не учитывается период потенциальной опасности отходов. Разработка критериев при определении способа захоронения, учитывающих период потенциальной опасности, является важной задачей и требует своего решения. Такая задача решается и в данной работе.

Актуальность данной работы обусловлена требованиями статьи 13 п.5 ФЗ-190, которая устанавливает, что после закрытия пункта захоронения радиоактивных отходов и истечения периода потенциальной опасности размещенных в нем радиоактивных отходов, орган государственного управления в области обращения с радиоактивными отходами по согласованию с органами государственного регулирования безопасности принимает решения о прекращении периодического радиационного контроля на территории размещения такого пункта захоронения и о внесении соответствующих изменений в кадастр пунктов хранения радиоактивных отходов.

Из вышесказанного следует, что в ПХ РАО необходимо размещать РАО с сопоставимыми периодами потенциальной опасности РАО, это позволит не затягивать вывод из-под регулирующего контроля ПХ РАО.

Причем, инженерные барьеры ПХ РАО должны обеспечивать необходимый уровень безопасности на протяжении периода потенциальной опасности размещенных в нем радиоактивных отходов.

Барьерами для обеспечения безопасности населения и окружающей среды являются матричный материал, упаковка РАО, инженерная конструкция пункта захоронения РАО и их отдельные части, природный геологический барьер,

препятствующий распространению радионуклидов в окружающую среду [33,34,181].

Одним из основных физических барьеров является контейнер [22, 24, 26]. Современные конструкции контейнеров и конструкционные материалы контейнера, как элемента упаковки РАО, обеспечивают безопасное длительное хранение РАО. Контейнеры для временного и долговременного хранения различаются в зависимости от срока изоляции РАО.

Срок службы контейнеров для условий временного хранения в инженерных сооружениях – не менее 50 лет. Срок службы контейнеров для условий долговременного хранения – не менее 300 лет. Контейнеры для условий долговременного хранения являются надежным барьером, препятствующим выходу радионуклидов в окружающую среду. Материал контейнеров должен удовлетворять требованиям: эффективный коэффициент диффузии ^{137}Cs во влагонасыщенном бетоне не должен превышать $3 \times 10^{-13} \text{ м}^2/\text{с}$, а коэффициент фильтрации бетона – $9,5 \times 10^{-10} \text{ см/с}$ [131, 164, 170, 171, 172, 173].

Выбор конструкционных особенностей контейнера обусловлен сроком хранения в нём отходов, который зависит от радиационных характеристик.

1.4 КЛАССИФИКАЦИЯ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Источник ионизирующего излучения – радиоактивное вещество или устройство, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение. Источник ионизирующего излучения может быть природного происхождения или техногенный, который специально создан для его полезного применения или является побочным продуктом этой деятельности. Источник радионуклидный закрытый – источник излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нём радионуклидов в окружающую среду в процессе применения и износа, на которые он рассчитан. Источник радионуклидный открытый – источник излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нём радионуклидов в окружающую среду.

Действующее законодательство РФ и нормативные документы в области атомной энергии определяют следующие виды ИИИ: ядерные установки; радиационные источники; пункты хранения ядерных материалов, радиоактивных веществ или радиоактивных отходов [65, 179].

Понятие ИИИ применяется как к объектам, использующим радиоактивные вещества или устройства, испускающие или способные испускать ионизирующее излучение, так и конкретно к источникам [103,104]. Любой радиационно-опасный объект также является ИИИ. [76].

Объекты, на которых хранят, перерабатывают, используют или транспортируют ИИИ, радиационно-опасные объекты, при аварии на которых может произойти их разрушение, а также возможно облучение и радиоактивное загрязнение людей, сельскохозяйственных животных и растений, объектов народного хозяйства, а также окружающей природной среды, категорируют по степени потенциальной радиационной опасности [49, 114, 101].

Радиоактивным отходам имеются различные характеристики: морфологический состав, радионуклидный состав, удельная активность, физико-химические др. свойств в зависимости от места, условий и источника их возникновения. Активность РАО может быть, как очень низкой, так и очень высокой.

Недостатки систем классификации отходов и отсутствие согласованности национальных систем вынуждают МАГАТЭ уделять проблеме классификации отходов самое пристальное внимание и работать над ее совершенствованием [8].

1.4.1 Подходы МАГАТЭ к классификации источников ионизирующего излучения

Категорирование является важным этапом последующего регулирующего контроля [8,84, 85, 86, 163]. Предлагаемая МАГАТЭ классификации обеспечивает относительное ранжирование радиоактивных источников, в зависимости от их потенциальной возможности быть причиной немедленных и вредных для здоровья человека эффектов, если должным образом не обеспечивается их безопасное применение и сохранность. В практическом плане применение этой

классификации создает основу для того, чтобы распределение людских и финансовых ресурсов было бы соразмерным с категорией источника при одновременной минимизации радиационных рисков для персонала и населения, если с источниками обращаться должным образом [153].

Система классификации представляет собой относительное ранжирование и группирование источников и видов деятельности, на которых могут основываться практические решения [85]. В обычных условиях система классификации создаётся для сохранения существующих источников безопасным и надёжным образом, т.е. под полным контролем. Эта система должна обеспечить сохранность использования «будущих» источников должным образом. Они будут максимально безопасным образом приспособлены к условиям и специфике того или иного вида деятельности.

Классификация базируется на допущении, что радиоактивный источник рассматривается как опасный в том случае, если он может быть угрозой для жизни или быть причиной перманентного ущерба (вреда), который повлечёт за собой ухудшение качества жизни облучённого человека [83, 85].

Все источники, применяемые на объектах народного хозяйства, классифицируются на пять категорий в зависимости от радионуклидного состава, активности, радиотоксичности радионуклидов [85].

Категория 1. Отдельный источник. Personally extremely dangerous (чрезвычайно опасно для человека). Категория 2. Отдельный источник. Personally very dangerous (очень опасно для человека). Категория 3. Отдельный источник. Personally dangerous (опасно для человека). Категория 4. Отдельный источник. Unlikely to be dangerous (маловероятно быть опасным). Категория 5. Отдельный источник. Not dangerous (не опасно). Никому не мог бы быть причинён перманентный вред этим количеством радиоактивного материала.

Для всех категорий источников приведены чёткие научно обоснованные критерии отнесения [85]. И хотя предлагаемая МАГАТЭ классификация в целом ориентирована на закрытые радиоактивные источники, эта методология может также при определенных допущениях применяться для классификации открытых

радиоактивных источников. Каждая страна эти допущения определяет в своей правовой базе. В России это реализовано следующим образом.

В РФ ранжирование или категорирование ИИИ в пункте 3.1. ОСПОРБ-99/2010 проводится в соответствии с уровнями возможного радиационного воздействия на персонал и население при потенциально-возможной радиационной аварии [114], таблица 1.2. Установлены 4 категории радиационно-опасных объектов потенциальной опасности при радиационной аварии, которые приведены в таблице 1.2.

Потенциальная опасность ЯРОО определяется его возможным радиационным воздействием на население при потенциальной опасности в результате радиационной аварии.

Российские основные санитарные правила охватывают более широкий спектр объектов и событий на них, чем документы МАГАТЭ. Отсутствие конкретных методических разработок неизбежно приводило к привнесению субъективных оценок в классификацию радиационных объектов, которые соотносятся в основном с третьей категорией, предложенной МАГАТЭ [76].

Таблица 1.2 – Категории радиационно-опасных объектов по ОСПОРБ-99/2010

Категория	Характеристика
I категория	Радиационные объекты, при аварии на которых возможно их радиационное воздействие на население и могут потребоваться меры по его защите
II категория	Объекты, радиационное воздействие которых при аварии ограничивается территорией санитарно-защитной зоны
III категория	Объекты, радиационное воздействие которых при аварии ограничивается территорией объекта
IV категория	Объекты, радиационное воздействие которых при аварии ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения

С учётом современного международного опыта в РФ разработаны несколько документов, в которых даны подходы к категорированию ИИИ по уровню их потенциальной опасности.

Дальнейшее развитие система категорирования ИИИ получила в соответствии с пороговым значением активности для данного радионуклида в зависимости от радиотоксичности.

Классификация является важным этапом последующего регулирующего контроля. Ростехнадзор разработал и ввёл в действие с 1 марта 2008 года руководство по безопасности РБ-042-07 «Методика категорирования закрытых радионуклидных источников по потенциальной радиационной опасности», в котором предложена методика категоризации закрытых радионуклидных источников по потенциальной радиационной опасности [156]. Данный документ отличается высокой степенью проработанности, предельной однозначностью и готовностью к практическому применению, причём каждая область распространения на объекты категорирования не исключает друг друга, а может быть усовершенствована путём создания научно обоснованных методик для категорирования конкретных объектов. Эта методика содержит способы, методы и критерии отнесения ИИИ к категории потенциальной опасности [156].

Система категорирования ИИИ базируется на их потенциальной способности быть причиной детерминированных эффектов, влияющих на здоровье человека, и основана на концепции (понятии) «опасного источника», определённого как источник, который, если он не находится под должным контролем, может приводить к облучению людей, достаточному для возникновения тяжёлых детерминированных эффектов.

Детерминированный эффект определяется как радиационный эффект для здоровья человека, для которого обычно существует пороговый уровень дозы, выше которого тяжесть проявления этого эффекта возрастает с ее увеличением. Такой эффект характеризуется как «тяжёлый детерминированный эффект», если он является смертельным или угрожающим жизни человека или приводит к невозместимому вреду, снижающему качество жизни.

Концепция «опасного источника» преобразована в операционные (рабочие) параметры путём вычисления такого количества радиоактивного вещества (в единицах активности) для отдельных радионуклидов, названного D-величиной,

которое могло бы привести к тяжёлым детерминированным эффектам для набора наиболее типичных сценариев и путей облучения. D-величина является пороговым значением активности для данного радионуклида и зависит от его радиотоксичности.

ИИИ, если не нарушена их целостность или герметичность, могут приводить только к внешнему радиационному облучению. Однако повреждённые или негерметичные ИИИ (или в результате диспергирования радиоактивного вещества) также, как и открытые радионуклидные источники, могут быть причиной загрязнения окружающей среды и поступления радиоактивных веществ в организм человека, приводя к внутреннему облучению. Поэтому при вычислении D-величин были рассмотрены две группы сценариев (путей) облучения:

- сценарии облучения от недиспергированного (герметизированного) радиоактивного вещества: вычислялось значение D_1 -величины;
- сценарии облучения от диспергированного радиоактивного вещества: вычислялось значение D_2 -величины.

В качестве численного значения D-величины для каждого радионуклида выбирают минимальное значение из двух (D_1 и D_2) [156].

Критерием отнесения конкретного ИИИ к одной из установленных категорий опасности ИИИ является безразмерная величина A/D-отношение. Значение A/D-отношения вычисляется путём деления активности A материнского радионуклида ИИИ на соответствующее значение D-величины для данного радионуклида. ИИИ с активностью большей, чем D-величина, может быть причиной тяжёлых детерминированных эффектов, поэтому отношение активностей $A/D = 1$ рассматривается в системе категорирования в качестве основной логической границы, разделяющей весь диапазон активностей ИИИ на две категории: «опасные» – $A/D > 1$ и «неопасные» – $A/D < 1$.

Если ИИИ изготовлены на основе различных радионуклидов, для определения категории опасности совокупности ИИИ вычисляется A/D – отношение в соответствии с формулой 1.1.

$$\frac{A}{D} = \sum_n \frac{\sum_i A_{i,n}}{D_n} \quad (1.1)$$

где $A_{i,n}$ – активность n -го радионуклида в i -м ИИИ;
 D_n – D -величина для n -го нуклида.

В таблице 1.3 представлены категории потенциальной радиационной опасности [156].

Существенным недостатком данного подхода является отсутствие связи между способами и методами обращения с ИИИ в зависимости от их категории.

Каждый радионуклидный источник имеет вполне определённое время жизни, называемое жизненным циклом, которое начинается с момента его изготовления и заканчивается, когда заканчивается назначенный срок службы ИИИ. По истечении назначенного срока службы источник переводится в категорию радиоактивных отходов. Разработчики методики допускают применение данного подхода для категорирования открытых источников, но оговаривают условия, при которых это возможно.

Порядок категорирования ИИИ по потенциальной радиационной опасности и периодичность пересмотра установленных категорий потенциальной радиационной опасности ИИИ устанавливаются организацией, эксплуатирующей ИИИ в зависимости от периодов полураспада радионуклидов [112].

Таблица 1.3 – Категории опасности источников ионизирующего излучения в зависимости от значения D-величины для каждого радионуклида

Категория источника	Риск от нахождения вблизи отдельного источника	A/D
1	Чрезвычайно опасно для человека. Возможен смертельный исход, если человек находился вблизи такого незащищённого источника в течение периода времени от нескольких минут до 1 ч.	$A/D \geq 1000$
2	Очень опасно для человека. Возможен смертельный исход, если человек находился вблизи такого незащищённого источника в течение периода времени от нескольких часов до нескольких дней	$10 \leq A/D < 1000$
3	Опасно для человека. Возможен, хотя это маловероятно, смертельный исход, если человек находился вблизи такого незащищённого источника в течение периода времени от нескольких дней до нескольких недель	$1 \leq A/D < 10$
4	Маловероятная опасность для человека. Маловероятно, чтобы кому-либо был причинён возмездимый вред этим источником	$0,01 \leq A/D < 1$
5	Очень маловероятная опасность для человека. Никому не может быть причинён возмездимый вред таким источником	$A/D < 0,01$

1.4.2 Подходы к классификации радиоактивных отходов в России

Одним из видов ИИИ являются РАО. РАО – не подлежащие дальнейшему использованию вещества, материалы, смеси, изделия с техногенными радионуклидами, в которых сумма отношений удельных активностей радионуклидов к их уровням минимально значимой активности радионуклидов (МЗУА) [114, 118,125].

Законом ФЗ-190 установлены категории отходов – удаляемые и особые РАО [186]. В основе принципа деления РАО на эти категории заложено сопоставление рисков и затрат двух вариантов обращения: извлечение РАО из мест нахождения или обеспечение безопасности на площадках их размещения. Особые РАО – это РАО, извлечение которых технически невозможно или

экономически нецелесообразно. Введение такой классификации позволит оптимизировать обращение с накопленными РАО [66, 176, 177].

Подходы к классификации удаляемых РАО ориентированы на защиту людей от вредного радиационного воздействия при работах с ними, а также на способ захоронения.

Газообразные РАО на централизованные пункты не поступают и должны обезвреживаться на месте образования [118]. Жидкие и твёрдые РАО по внешним признакам и химическим свойствам могут быть разделены следующим образом.

Жидкие негорючие РАО: водные растворы кислот, щелочей, солей, иногда содержащие органические вещества и взвеси. Они представлены техническими стоками, дезактивирующие стоки от мойки оборудования; стоки биологических лабораторий; кубовые остатки от упаривания или электрохимической очистки низкоактивных вод; вторичные отходы, образующиеся в системе газоочистки установок термической переработки РАО; концентраты.

Жидкие горючие РАО: масла, спирты, керосин, горючие органические растворы и экстрагенты и др.

Твёрдые негорючие отходы: металлы, стекло, керамика, строительный мусор. К этим отходам относятся: отработанное оборудование технологических установок; лабораторное оборудование и посуда; строительные конструкции и другие отходы, образующиеся при снятии с эксплуатации блоков АЭС и радиохимических заводов, включая оборудование технологических установок по переработке РАО; транспортные средства; отходы, образующиеся при ликвидации радиационных аварий и аномалий; отработанные неорганические ионообменники, фильтроматериалы и др.

Твёрдые горючие РАО: целлюлоза, пластмасса, резина, текстиль, биологические объекты, угли, органические ионообменники и т.д., например, загрязнённое деревянное и пластмассовое оборудование и конструкции, мебель, спецодежда и обувь, бумага, картон, резиновые изделия, обтирочные и фильтрующие ткани, трупы подопытных животных, отработанные ионообменные смолы и т.д.

РАО классифицируются по удельной активности на: очень низкоактивные, низкоактивные, среднеактивные, высокоактивные. Классификация ТРО в зависимости от уровня удельной активности представлена в таблице 1.4, для ЖРО в таблице 1.5 [114, 118].

Таблица 1.4 – Классификация твёрдых радиоактивных отходов в зависимости от уровня удельной активности

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг			
	Тритий	β -излучающие радионуклиды (исключая тритий)	α -излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	Трансурановые радионуклиды
ОНАО	до 10^7	до 10^3	до 10^2	до 10
НАО	от 10^7 до 10^8	от 10^3 до 10^4	от 10^2 до 10^3	от 10 до 10^2
САО	от 10^8 до 10^{11}	от 10^4 до 10^7	от 10^3 до 10^6	от 10^2 до 10^5
ВАО	более 10^{11}	более 10^7	более 10^6	более 10^5

Таблица 1.5 – Классификация жидких радиоактивных отходов в зависимости от уровня удельной активности

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг			
	Тритий	β -излучающие радионуклиды (исключая тритий)	α -излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	Трансурановые радионуклиды
НАО	до 10^4	до 10^3	до 10^2	до 10
САО	от 10^4 до 10^8	от 10^3 до 10^7	от 10^2 до 10^6	от 10 до 10^5
ВАО	более 10^8	более 10^7	более 10^6	более 10^5

В классификации по удельной активности есть свои достоинства и недостатки [1, 80]. В классификации РАО по удельной активности направлена на предотвращение облучения персонала при работе с РАО.

Для каждого класса отходов обоснована система обращения: методы сбора, временного хранения с указанием сроков, видов упаковки, транспортировки, кондиционирования, длительного хранения и/или захоронения.

К особым РАО относятся РАО, извлечение которых технически невозможно или экономически нецелесообразно. Не отнесённые к особым радиоактивным отходам, относятся к удаляемым РАО.

В рамках постановления [142] устанавливается классификация удаляемых РАО. Основным принципом классификации является обеспечение связи категории РАО по удельной активности, периода полураспада ($T_{1/2}$), и способа захоронения РАО. Удаляемые РАО делятся на шесть классов, структура которых представлена в таблице 1.6.

Таблица 1.6 – Классификация удаляемых РАО в соответствии с [142]

Критерии при установлении класса удаляемых РАО			Класс удаляемых РАО					
			1	2	3	4	5	6
Вид отходов	Класс РАО							
ТРО, отверждённые ЖРО	BAO	с тепловыделением	V					
		без тепловыделения		V				
	CAO	T _{1/2} более 31 лет		V				
		T _{1/2} менее 31 лет			V			
	HAO	T _{1/2} более 31 лет			V			
		T _{1/2} менее 31 лет				V		
	ОНАО					V		
ИИИ	1,2 класс			V				
	3 класс				V			
	4,5 класс					V		
ЖРО	CAO, HAO						V	
РАО, образующиеся при добыче и переработке урановых руд, а также при осуществлении не связанных с использованием атомной энергии видов деятельности по добыче и переработке минерального и органического сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов.								V

Положительной стороной классификации удаляемых РАО является то, что установлена прямая связь между категорией потенциальной опасности ИИИ и классом удаляемых РАО.

К недостаткам классификации удаляемых РАО относится то, что не учитывается накопление дочерних радионуклидов, а также наличие в них плутония, хранение которого требует специальных мер. Градация РАО по периоду полураспада на более или менее 31 год недостаточна, необходима другая уточняющая классификация [141]. Решение этих вопросов является одной из задач данной работы.

1.5 СИСТЕМА УЧЁТА И КОНТРОЛЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ И РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

1.5.1 Учёт радиоактивных веществ и радиоактивных отходов

Основной целью создания системы государственного учёта и контроля РВ и РАО (СГУК) является учет количества РВ и РАО на разных объектах, предприятиях, в пунктах хранения и захоронения на всей территории Российской Федерации (РФ) [145].

Основными функциями СГУК являются контроль движения РАО на всех этапах, предотвращение потерь, несанкционированного использования и хищений. СГУК является важным элементом единой государственной системы обращения с РАО. Постановление Правительства РФ «Об утверждении правил организации системы государственного учёта и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов» от 11 октября 1997 г. N 1298 определило порядок организации СГУК, а также органы, осуществляющие эту деятельность [143]. В НРБ-99/2009 сказано, что учёту и контролю подлежат РВ и РАО в количествах и с активностью (и/или испускающие ионизирующее излучение с интенсивностью или энергией), величина которых превышает минимальные значения, установленные федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии. Учёту и контролю подлежат все РВ и РАО, для которых требуется разрешение органов государственного регулирования ядерной и радиационной безопасностью при осуществлении деятельности с ними.

В ФЗ-190 в статье 15 предусматривается государственный учёт и контроль всех РАО, находящихся на территории РФ, в том числе регистрация РАО и ПХ РАО [186]. Статья 16 п.1 устанавливает, что регистрация РАО и ПХ РАО осуществляется в целях сбора и сохранения их количестве и характеристиках. Также учитываются сведения о ПХ РАО и субъектах права собственности на такие пункты [144, 146].

С 2016 году вступили в силу НП-067-2016 «Основные правила учёта и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации», где

п.14 устанавливает, что учёт и контроль РВ, РАО в организации должен осуществляться на всех стадиях обращения с РВ и РАО [113].

На основании сведений, передаваемых предприятиями в СГУК, формируются сведения о характеристиках РАО, находящихся в РФ. Предприятия вносят данные в закодированном виде в программное обеспечение СГУК [146]. Кодировка РАО осуществляется в зависимости от характеристик РАО. Это позволяет группировать РАО по коду РАО, но лишает возможности анализировать изменения характеристик РАО в процессе хранения.

Необходимо отметить, что шестой символ в «коде РАО» присваивается в зависимости от $T_{\text{ппо}}$: 0 – не определён, 1 – менее 100 лет, 2 – от 100 до 500 лет, 3 – более 500 лет. В проведенном автором литературном обзоре по обращению с РАО, нет подтвержденных исследовательских данных, обосновывающих выбор реперных точек $T_{\text{ппо}}$: 100, 500 лет. Перечисленные выше проблемы решаются автором в рамках данной работы.

1.5.2 Основные проблемы при учёте и контроле радиоактивных отходов

Основной проблемой накопленных или так называемых «исторических» РАО является отсутствие достоверной информации об их характеристиках [5, 42, 47, 126, 190]. Создание СГУК позволило изменить ситуацию. На предприятиях созданы службы, занимающиеся учётом и контролем РВ и РАО.

В процессе кондиционирования изменяются характеристики РАО, также происходит образование вторичных РАО [52, 59]. Для выполнения требований нормативных документов [113, 142, 186] предприятия разрабатывают информационные системы с учётом производственных особенностей предприятия [14, 15].

1.5.3 Методы контроля при характеристизации радиоактивных отходов

Характеризация – определение радиационных, физических и химических характеристик РАО. В перечень параметров контроля входят: вещественный и радионуклидный состав, удельная активность каждого нуклида и суммарная

активность содержимого упаковки, ее масса, объём, мощность дозы от упаковки [43, 58, 198].

Характеризация позволяет [42, 51, 68, 77, 165]:

- обеспечить достоверными сведениями систему обращения с РАО конкретного предприятия и СГУК;

- минимизировать риск ошибочного решения при выборе способа переработки, хранения или захоронения РАО.

В зависимости от аппаратного обеспечения все используемые методы характеристики можно разделить на неразрушающие (дистанционные) и разрушающие методы контроля [69, 108, 137].

При неразрушающем методе измерения контейнер является объектом исследования. Использование дистанционных методов измерения имеет ряд своих сложностей. Одна из сложностей заключается в неравномерном распределении активности в объёме упаковки и неоднородностью вещественного состава, особенно это характерно для упаковок с РАО, имеющих большой объём.

В контейнерах небольшого объёма кратность ослабления излучения учитывается [60]. Изучение ослабления излучения в контейнерах большого объёма не производилось и будет проведено в рамках данной работы, для уточнения характеристик РАО, на основании которых определяется период потенциальной опасности РАО.

При проведении разрушающего контроля, главным образом, используют радиохимические методы. Проведение радиохимических анализов репрезентативных проб очень сложный и трудоёмкий процесс. Отбор представительной пробы для изготовления счётного образца из упаковок с неравномерным распределением активности маловероятен [20, 21, 70].

Для измерения одних и тех же проб, полученных разными лабораториями радиационного контроля, используются разные программы обработки данных, в результате чего конечные результаты отличаются на порядок и более [149, 189].

Использование разных подходов при характеристике РАО приводит к несоответствиям в сопроводительных документах на РАО организации-

отправителя и данных, которые получают при входном контроле организации-получателя РАО. При проведении подтверждающих учётных измерений выявляются несоответствия заявленных и измеренных характеристик РАО [56, 57].

Достоверность проведения характеристики напрямую влияет на точность классификации РАО и период потенциальной опасности, и далее на выбор технологии обращения с РАО. Уточнение периода потенциальной опасности на основе анализа существующих подходов при характеристике РАО будет проведено в рамках данной работы.

1.6 ОБЯЗАТЕЛЬСТВА ПО ЗАХОРОНЕНИЮ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

После принятия ФЗ-190 в России началось формирование национальной системы по обращению с радиоактивными отходами. В рамках этой системы впервые был создан национальный оператор по обращению с РАО.

Национальный оператор формирует и обеспечивает деятельность специального резервного фонда. Разработана новая тарифная модель. Все отходы, образованные до 15 июля 2011 года, являются собственностью России. А за отходы, образованные после этой даты, предприятия перечисляют в фонд взносы, согласно установленным тарифам. За счёт собранных средств создаётся система пунктов хранения, на которых будет проводиться утилизация РАО [140].

Статья 10 п. 3 регламентирует ответственность организаций, в результате деятельности которых образуются РАО; за обеспечение требований безопасности при обращении с РАО до их передачи национальному оператору. П.4 определяет, что финансовое обеспечение деятельности по обращению с радиоактивными отходами, в том числе их захоронению, осуществляется за счёт средств организаций, в результате деятельности которых образуются такие РАО.

Для расчёта стоимости обращения с РАО разработаны рекомендации, утвержденные приказом Госкорпорации «Росатом» от 27.12.2013. № 1/1461-П, которые позволяют оценить укрупнённую стоимость [63, 64].

Стоимость обращения с РАО складывается из стоимости каждого этапа обращения с РАО. При переработке РАО с применением нескольких технологических операций стоимость складывается из стоимости этих операций. Стоимость переработки РАО рассчитывается в зависимости от специфики технологических операций, применяемых к данным РАО, и зависит от технологических особенностей установок, используемых в процессе переработки.

ВЫВОДЫ ПО ГЛАВЕ 1

Глава 1 содержит необходимые сведения по основным нормативным документам в отношении РАО, действующим на территории России. Проведённый анализ литературных данных показал, что существующие подходы к обращению с РАО базируются на системе классификаций, которые не учитывают период потенциальной опасности РАО. Настоящая работа направлена на совершенствование технологических подходов к обращению с РАО, учитывающих период потенциальной опасности РАО, и решает следующие задачи:

1. Провести анализ исходных характеристик РАО, определяющих способ утилизации.
2. Определить срок сохранения потенциальной опасности РАО, с учетом вклада дочерних радионуклидов.
3. Уточнить классификацию РАО, с учетом срока сохранения потенциальной опасности РАО, и технологических особенностей обращения с отходами.
4. Усовершенствовать и унифицировать технологические схемы обращения с РАО, в зависимости от срока сохранения потенциальной опасности РАО и морфологического состава отходов.
5. Разработать критерии приемлемости для основных технологических этапов обращения с РАО, в зависимости от способа утилизации.

ГЛАВА 2. МЕТОДЫ, МЕТОДИКИ, СРЕДСТВА ИЗМЕРЕНИЙ

Качество измерений на предприятиях, деятельность которых связана с обращением с РАО, обеспечивает программа обеспечения качества измерений. В ФГУП «Радон» программа содержит график калибровки и поверки средств измерений, план пересмотра и аттестации методик выполнения измерений, планы внутреннего оперативного контроля качества измерений [136]. При калибровке используют отраслевые и государственные стандартные образцы.

2.1 ВХОДНОЙ КОНТРОЛЬ УПАКОВОК С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Входной контроль при приёме упаковок РАО заключается в определении соответствия фактических характеристик упаковок РАО с заявленными в сопроводительных документах, в том числе:

- маркировки упаковки – паспортным данным упаковки РАО;
- паспортных данных упаковки РАО – реальной характеристике упаковки РАО;
- реальной характеристики упаковки РАО – установленным проектом критериям приемлемости РАО для размещения в данном ПХ РАО.

При приёме упаковок РАО осуществляется визуальный и инструментальный контроль.

Визуальный контроль упаковок РАО при приёме упаковок РАО предусматривает проверку:

- наличия комплектности и правильности составления сопроводительной документации;
- целостности упаковки РАО;
- маркировки упаковки РАО.

Инструментальный контроль заключается в проведении подтверждающих измерений радиационных и физико-химических характеристик РАО.

Инструментальный контроль на предприятии осуществляется аккредитованной лабораторией. Определяемые характеристики РАО при проведении инструментального контроля следующие:

- масса упаковки РАО;
- морфологический состав упаковки РАО;
- мощность дозы гамма-излучения на поверхности (на расстоянии 10 см от поверхности) и на расстоянии 1 м от наружной поверхности;
- радионуклидный состав отходов в упаковке РАО;
- суммарная и удельная активность упаковки РАО;
- величина нефиксированного загрязнения наружной поверхности упаковки.

Приборы при определении массы РАО:

- весы электронные платформенные ВТП-0,6-2. Пределы взвешивания ВТП-0,6-2 составляют от 4 кг до 600 кг, цена деления 200 грамм. Погрешность устройства установки нуля в единицах цены поверочного деления $\pm 0,25$ %;
- весы цифровые крановые ЦКВ 10-М ИК+Б. Пределы взвешивания ЦКВ 10м-М ИК+Б составляют от 100 кг до 10 тон, цена деления 5 кг, порог чувствительности 7 кг. Предел допускаемой погрешности составляет 5 – 10 %.

При определении радиационных характеристик упаковок РАО использовали следующие средства измерений:

1. Стационарный автоматизированной гамма-спектрометрический комплекс компании Envinet ENV.GMS-08.01S. с полупроводниковым детектором GEM 40-83-S производства фирмы «ORTEC» из сверхчистого германия с относительной эффективностью регистрации гамма-квантов с энергией 1332,5 кэВ (^{60}Co) в пике полного поглощения 40 % и разрешением 1,75 КэВ для линии 1332 КэВ и 0,825 для линии 122 кэВ. Диапазон регистрируемых энергий гамма-излучения от 50 до 2000 кэВ. Спектрометрический анализ производится с использованием программного обеспечения RADRUS, разработанного фирмой «Envinet». Охлаждение детектора происходит при помощи электроохладителя

«X-Cooler». Система оснащена роликовым конвейером-накопителем ёмкостью 21 упаковка. Для вертикального перемещения платформы с детектором применяется шаговый двигатель со своим блоком управления. Измерения осуществляются в соответствии с методикой выполнения измерений МВИ-159-10 «Определение удельной и суммарной активности гамма-излучающих радионуклидов в упаковках с радиоактивными отходами на установке гамма-спектрометрической стационарной ENV.GMS-08.01S» [95].

2. Спектрометром гамма-излучения «ORTEC» в составе установки спектрометрической МКГ-01Д «Садовник». Измерение качественного и количественного изотопного состава нестандартных упаковок РАО, таких как бочки, контейнеры и другие объекты, имеющие нестандартную геометрию, проводится на спектрометрической установке МКГ-1Д «Садовник». Установка оснащена полупроводниковым детектором производства фирмы «ORTEC» из сверхчистого германия с относительной эффективностью регистрации гамма-квантов с энергией 1332,5 КэВ (^{60}Co) в пике полного поглощения 10 % и разрешением 1,75 КэВ для линии 1332 КэВ и 0,825 для линии 122 КэВ. Диапазон регистрируемых энергий гамма-излучения от 40 до 3000 КэВ. Спектрометрический анализ производится с использованием программного обеспечения «Кластер». Измерения осуществляются в соответствии с методикой выполнения измерений (МВИ) «Измерение содержания гамма-излучающих радионуклидов в контейнерах с РАО» [67].

3. Гамма-спектрометрической системы ISOCS, оснащённой полупроводниковым детектором GC4019. Детектор изготовлен из сверхчистого германия, установлен в многослойной пассивной защите (15 см. свинца, 1 см. меди, 0,2 см. кадмия 0,2 см. электролитической меди 0,2 см. алюминия и 1 см. пластика). Данный детектор имеет относительную эффективность регистрации гамма-квантов с энергией 1332,5 КэВ (^{60}Co) в пике полного поглощения 40 % и разрешение 1,9 КэВ для линии 1332 КэВ и 0,95 для линии 122 КэВ. Диапазон регистрируемых энергий гамма-излучения от 50 до 3000 КэВ. Спектрометрический анализ производится с использованием программного

обеспечения Genie-2000. Измерения осуществляются в соответствии методикой выполнения измерений МИ-161-10 «Определение удельной и суммарной активности гамма-излучающих радионуклидов в упаковках с радиоактивными отходами на гамма-спектрометрической мобильной установке ISOCS» [102].

4. Передвижной гамма-спектрометрический комплекс компании Envinet ENV.GMS-08.01M с полупроводниковым детектором GEM 40-83-S производства фирмы «ORTEC» из сверхчистого германия с относительной эффективностью регистрации гамма-квантов с энергией 1332,5 кэВ (^{60}Co) в пике полного поглощения 40 % и разрешением 1,75 КэВ для линии 1332 КэВ и 0,825 для линии 122 КэВ. Диапазон регистрируемых энергий гамма-излучения от 50 до 2000 КэВ. Спектрометрический анализ производится с использованием программного обеспечения RADRUS, разработанного фирмой «Envinet». Измерения осуществляются в соответствии с методикой выполнения измерений МВИ-160-10 «Определение удельной и суммарной гамма-активности радионуклидов в упаковках с радиоактивными отходами на установке гамма-спектрометрической стационарной ENV.GMS-08.01. М» [96].

5. Мобильный гамма-спектрометрический комплекс компании Envinet ENV.GMS-08.02. с полупроводниковым детектором GEM 40-83-S производства фирмы «ORTEC» из сверхчистого германия с относительной эффективностью регистрации гамма-квантов с энергией 1332,5 кэВ (^{60}Co) в пике полного поглощения 40 % и разрешением 1,75 КэВ для линии 1332 КэВ и 0,825 для линии 122 КэВ. Диапазон регистрируемых энергий гамма-излучения от 50 до 2000 КэВ. Спектрометрический анализ производится с использованием программного обеспечения GammaVision. Измерения осуществляются в соответствии с методикой выполнения измерений МИ-162-10 «Определение удельной и суммарной гамма-активности радионуклидов в упаковках с радиоактивными отходами на установке гамма-спектрометрической мобильной ENV.GMS-08.02» [97].

2.2 МАТЕМАТИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ОБРАБОТКИ ДАННЫХ

Материалы получены с использованием данных информационно-технической системы контроля и учёта РАО, которые позволяют систематизировать характеристики РАО по необходимому параметру, отслеживать их изменения при переработке и в процессе хранения.

Анализ и интерпретацию данных выполняли с применением методов математической статистики [18, 30]. Статистическая обработка данных проведена посредством программного обеспечения Microsoft Excel и Microsoft Access for Windows. Расчёты производились в MathCAD, Microsoft Excel for Windows.

2.3 ОБЪЁМ ИССЛЕДОВАНИЙ

Объектами исследования являются характеристики РАО, находящиеся в обращении ФГУП «РАДОН». Количество упаковок составило более 20 тысяч.

Характеристики РАО при проведении исследований определялись с использованием спектрометрических и рентгенотелевизионных комплексов, а также на основании расчётных аналитических методов.

ГЛАВА 3. ХАРАКТЕРИСТИКИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ПОСТУПАЮЩИХ НА УТИЛИЗАЦИЮ

В данной главе изучены характеристики РАО, находящиеся в обращении в ФГУП «РАДОН». Материалы получены с использованием информационно-технической системы контроля и учёта РАО. Система контроля и учёта РАО в ФГУП «РАДОН» внедрена с 2006 года и постоянно совершенствуется и приводится в соответствие с вновь принятыми и изменившимися требованиями нормативно-правовых документов [113, 114, 118, 146, 186].

3.1 КОНТРОЛЬ И УЧЕТ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ИНФОРМАЦИОННО-ТЕХНИЧЕСКОЙ СИСТЕМЕ

Наличие в обращении большого количество упаковок требует организации информационно-технической поддержки процессов обращения с РАО. В ФГУП «РАДОН» разработана при непосредственном участии автора диссертационной работы информационно-техническая система контроля и учёта РАО, которая состоит из систем:

- система идентификации и маркировки упаковок РАО;
- система контроля и учёта РАО;
- система комплексного контроля радиационных и физических характеристик РАО.

Технологический процесс по учёту и контролю осуществляется по разработанному, при участии автора, технологической инструкции Ти Рад 27-2014 «Контроль и учёт радиоактивных веществ и радиоактивных отходов» и ПД Рад 24-2013 «Инструкция по учёту и контролю радиоактивных веществ и радиоактивных отходов ФГУП «РАДОН», которые введены в действие приказами по предприятию [132, 178].

Система дает возможность контролировать данную упаковку на всех технологических переделах обращения и размещать упаковку на хранение

адресным способом. Место её хранения регистрируется в системе контроля и учёта РАО.

Комплекс технических средств системы идентификации и маркировки упаковки РАО обеспечивает с помощью персональных идентификационных номеров отслеживание всего пути РАО от поступления на предприятие до места размещения на долговременное хранение.

Система контроля и учёта представляет собой базу данных контроля и учёта РАО, находящихся в обращении. Эта база данных объединяет все системы, позволяет оптимизировать учёт и контроль на всех стадиях обращения с РАО и обеспечивает возможность упорядоченного хранения и оперативного получения информации о любой упаковке и партии, в составе которой упаковка поступила.

База данных содержит полную информацию о РАО (радиационно-физические характеристики, вид кондиционирования и переработки, место нахождения РАО и др.).

Вся информация об упаковках фиксируется в базе данных контроля и учёта РАО: номер упаковки, её состояние, форма, характеристики на момент поступления, способ кондиционирования, изменение состояния форм и характеристик РАО, вид упаковки и место нахождения РАО. Поддержка информационной СКУ РАО в актуализированном состоянии потребовала разработки производственных сопроводительных документов: «е-паспортов», карточек переработки, актов приёма-передачи, карточек размещения. Движение производственных документов в процессе переработки представлен на рисунке 3.1. При постановке на учёт упаковок РАО в СКУ генерируется идентификационный номер упаковки, который меняется по мере изменения свойств и характеристик РАО.

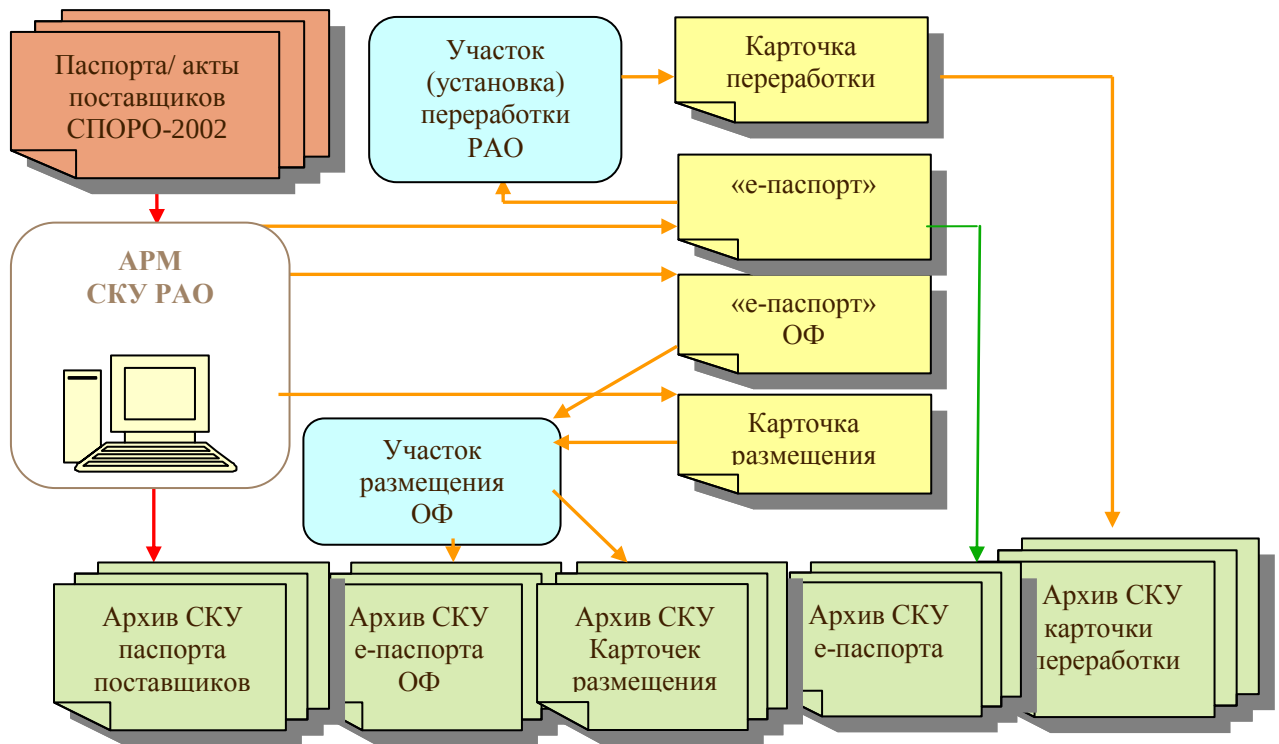


Рисунок 3.1 – Движение производственных сопроводительных документов в процессе переработки

Основополагающим фактором определения характеристик ПХ РАО является регистрация достоверных данных в базе данных контроля и учёта отдела контроля и учёта РАО (БД ОКУ).

Схема данных БД ОКУ представлена на рисунке 3.2.

При переработке РАО информация фиксируется в базе данных, автоматически рассчитываются характеристики промежуточных и окончательных форм, с учётом коэффициента сокращения объёма, коэффициента сокращения массы в процессе переработки, количества, свойств и характеристик матричного материала.

В базе данных осуществляется отдельный учёт ЖРО, ТРО, отработавших источников. По мере изменения исходной учетной формы РАО меняется и идентификационный номер учетной единицы. Все изменения регистрируются в БД ОКУ, причем прослеживается связь между первичной, промежуточной и окончательной упаковкой.

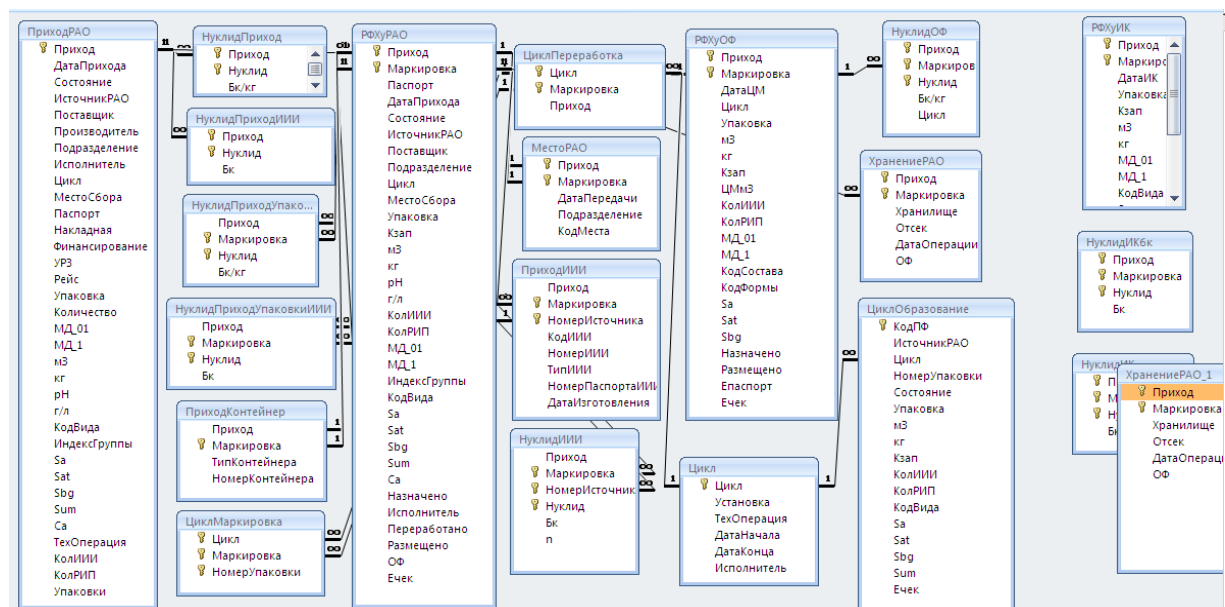


Рисунок 3.2 – Схема данных базы контроля и учета РАО

В БДОКУ вводится необходимая дополнительную информацию для характеристики радионуклидов: период полураспада, вид распада, D-величина, минимально значимая удельная активность и минимально значимая активность. Это позволяет производить классификацию РАО по необходимым критериям, в том числе и $T_{\text{ппо}}$, группировать в зависимости от выбранной классификации.

Место размещения окончательной упаковки РАО в ПХ РАО фиксируется в БД ОКУ. Использование БД ОКУ позволяет отслеживать процесс заполнения ПХ РАО, а так же охарактеризовать его в любой запрашиваемый период времени: радионуклидный состав, удельную и суммарную активность, определить $T_{\text{ппо}}$ находящихся РАО в ПХ РАО.

Система контроля и учёта в ФГУП «РАДОН», удовлетворяющая требованиям нормативных документов, позволяет осуществлять непрерывный контроль и учёт РАО на всех стадиях обращения, отслеживать изменение характеристик при кондиционировании и контролировать процесс заполнения хранилищ РАО. Система комплексного контроля радиационных и физических характеристик РАО предназначена для уточнения характеристик РАО, поступающих в ФГУП «РАДОН» на стадии входного контроля.

3.2 РАДИОНУКЛИДНЫЙ СОСТАВ ОТХОДОВ

Специфика РАО, поступающих в ФГУП «РАДОН», заключается в разнообразии по физико-химическим характеристикам, по радионуклидному составу, по удельной активности. Это обусловлено широким спектром деятельности организаций, передающих отходы в специализированную организацию, куда входят предприятия из контура «Росатома», исследовательские институты, медицинские учреждения и др.

Рассмотрим характеристики РАО, поступившие в ФГУП «РАДОН» в период 2012 – 2014 годы.

Номенклатура поступающих РАО весьма разнообразна. РАО, поступающие в ФГУП «РАДОН», по удельной активности относятся к ОНАО, НАО и САО. Анализ данных информационно-технической системы контроля и учёта РАО показал, что перечень радионуклидов, находящихся в РАО составляет 121 шт. Медицинским центрам присуще загрязнение отходов ^{125}I , ^{131}I . РАО, образовавшиеся в исследовательских институтах, имеют непредсказуемый радионуклидный состав. Предприятия, входящие в контур «Росатом» в основном загрязнены ^{60}Co , ^{137}Cs . Отходы, образовавшиеся в результате реабилитации территорий, содержат ^{40}K , ^{232}Th , ^{226}Ra . Перечень радионуклидов и их характеристики представлены в таблице 3.1. Анализ таблицы показывает, что в этот перечень радионуклидов входят как техногенные радионуклиды, так и природные.

Несмотря на то, что перечень радионуклидов разнообразен, можно выделить радионуклиды, которые вносят основной вклад в активность РАО: ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{241}Am , ^{239}Pu , ^{238}Pu , ^{192}Ir , ^{125}I , ^3H , ^{226}Ra . Перечисленные радионуклиды отличаются по своим физико-химическим свойствам.

Так, ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{192}Ir , ^{125}I являются бета-излучающими радионуклидами, ^{241}Am , ^{239}Pu , ^{238}Pu – трансурановыми радионуклидами, ^{226}Ra – альфа-излучающим радионуклидом. Периоды полураспада варьируются от 60,1 дней до $2,4 \times 10^4$ года.

Таблица 3.1 – Перечень основных радионуклидов, которые вносят основной вклад в активность РАО, поступающих
ФГУП «РАДОН»

РН	T _{1/2} , лет	МЗУА, Бк/кг		РН	T _{1/2} , лет	МЗУА, Бк/кг		РН	T _{1/2} , лет	МЗУА, Бк/кг		РН	T _{1/2} , лет	МЗУА, Бк/кг	
		ТРО	ЖРО			ТРО	ЖРО			ТРО	ЖРО			ТРО	ЖРО
²²⁷ Ac	2,18×10 ¹	1×10 ⁴	1×10 ³	⁵⁵ Fe	2,70	1×10 ⁷	4,2×10 ³	²³⁹ Np	6,60×10 ⁻³	1×10 ⁵	1,3×10 ¹	¹⁸² Ta	3,15×10 ⁻¹	1×10 ⁴	9,3×10 ²
^{108m} Ag	1,30×10 ²	1×10 ⁵	3×10 ³	⁵⁹ Fe	1,22×10 ⁻¹	1×10 ⁴	7,7×10 ²	³² P	3,92×10 ⁻²	1×10 ⁶	5,8×10 ²	⁹⁶ Tc	1,17×10 ⁻²	1×10 ⁴	1,3×10 ³
¹¹⁰ Ag	6,80×10 ⁻¹	1×10 ⁴	4,9×10 ³	⁶⁷ Ga	8,93×10 ⁻³	1×10 ⁴	1×10 ⁴	³³ P	6,96×10 ⁻²	1×10 ⁸	5,8×10 ³	⁹⁷ Tc	2,60×10 ⁶	1×10 ⁶	2×10 ⁴
^{110m} Ag	6,80×10 ⁻¹	1×10 ⁴	4,9×10 ³	¹⁴⁸ Gd	7,46×10 ¹	1×10 ⁵	5,1×10 ³	²¹⁰ Pb	2,23×10 ¹	1×10 ⁴	20	⁹⁹ Tc	2,13×10 ²	1×10 ⁷	2,2×10 ³
²⁴¹ Am	4,32×10 ²	1×10 ³	6,9×10 ¹	¹⁵³ Gd	6,63×10 ⁻¹	1×10 ⁵	5,1×10 ³	²¹⁴ Pb	5,09×10 ⁻⁵	1×10 ⁴	20	^{99m} Tc	6,80×10 ⁻⁴	1×10 ⁵	2,2×10 ³
²⁴³ Am	7,37×10 ²	1×10 ³	6,9×10 ¹	⁶⁸ Ge	7,40×10 ⁻¹	1×10 ⁷	1,2×10 ⁵	¹⁴³ Pm	7,25×10 ⁻¹	1×10 ⁵	7,3×10 ³	²²⁸ Th	1,91	1×10 ³	1,9×10 ¹
¹³³ Ba	1,07×10 ¹	3×10 ³	1×10 ⁵	⁷¹ Ge	3,23×10 ⁻²	1×10 ⁷	1,2×10 ⁵	¹⁴⁷ Pm	2,62	1×10 ⁷	5,3×10 ³	²³² Th	1,40×10 ¹⁰	1×10 ³	60
⁷ Be	1,46×10 ⁻¹	1×10 ⁶	5×10 ⁴	³ H	1,24×10 ¹	1×10 ⁹	1×10 ⁶	²¹⁰ Po	3,78×10 ⁻¹	1×10 ⁴	1,20	²³⁴ Th	6,60×10 ⁻⁰²	1×10 ⁶	4,1×10 ²
²⁰⁵ Bi	3,81×10 ¹	1×10 ⁴	1,1×10 ³	¹⁷⁵ Hf	1,92×10 ⁻¹	1×10 ⁴	1,3×10 ³	²³⁶ Pu	2,86	1×10 ⁴	1,6×10 ¹	⁴⁴ Ti	4,74×10 ¹	1×10 ⁵	2×10 ³
²⁰⁷ Bi	3,81×10 ¹	1×10 ⁴	1,1×10 ³	¹⁸¹ Hf	1,16×10 ⁻¹	1×10 ⁴	1,3×10 ³	²³⁸ Pu	8,77×10 ¹	1×10 ³	6×10 ¹	²⁰¹ Tl	8,33×10 ⁻³	1×10 ⁵	1,5×10 ⁴
²¹⁴ Bi	3,70×10 ⁻⁵	1×10 ⁴	1,1×10 ³	¹⁹⁷ Hg	2,72×10 ⁻³	1×10 ⁵	8,2×10 ³	²³⁹ Pu	2,41×10 ²	1×10 ³	5,5×10 ¹	²⁰⁴ Tl	3,78	1×10 ⁷	1,2×10 ³
¹⁴ C	5,73×10 ²	1×10 ⁷	2,4×10 ³	²⁰³ Hg	1,28×10 ⁻¹	1×10 ⁵	7,3×10 ²	²⁴⁰ Pu	6,55×10 ³	1×10 ³	5,5×10 ¹	¹⁷⁰ Tm	3,53×10 ⁻¹	1×10 ⁶	1,1×10 ³
⁴⁵ Ca	4,47×10 ⁻¹	1×10 ⁷	2,0×10 ³	¹²³ I	1,51×10 ⁻³	1×10 ⁵	9,3×10 ¹	²⁴¹ Pu	1,44×10 ¹	1×10 ⁵	2,9×10 ²	²³² U	7,21×10 ¹	1×10 ³	4,2×10 ⁰
¹⁰⁹ Cd	1,27	1×10 ⁷	6,9×10 ²	¹²⁵ I	1,65×10 ⁻¹	1×10 ⁶	9,1×10 ¹	²⁴² Pu	3,75×10 ³	1×10 ³	58	²³³ U	1,59×10 ²	1×10 ⁴	2,7×10 ¹
¹³⁹ Ce	3,78×10 ⁻¹	1×10 ⁵	5,3×10 ³	¹²⁹ I	1,57×10 ⁻²	1×10 ⁵	1,3×10 ¹	²⁴⁴ Pu	8,25×10 ²	1×10 ³	58	²³⁴ U	2,38×10 ³	1×10 ⁴	2,8×10 ²
¹⁴⁴ Ce	7,78×10 ⁻¹	1×10 ⁵	2,7×10 ²	¹³¹ I	2,20×10 ⁻²	1×10 ⁵	6,3×10 ¹	²²⁶ Ra	1,60×10 ³	1×10 ⁴	50	²³⁵ U	7,04×10 ⁸	1×10 ⁴	2,9×10 ²
²⁴⁹ Cf	3,62×10 ²	1×10 ³	40	¹¹¹ In	8,04×10 ⁻³	1×10 ⁵	1×10 ⁵	²²⁸ Ra	5,75	1×10 ⁴	20	²³⁶ U	2,34×10 ²	1×10 ⁴	2,9×10 ²
²⁵² Cf	2,64	1×10 ⁴	1,5×10 ¹	¹⁹² Ir	2,03×10 ⁻¹	1×10 ⁴	9,9×10 ²	¹⁸⁸ Re	1,94×10 ⁻³	1×10 ⁵	9×10 ²	²³⁸ U	4,47×10 ²	1×10 ⁴	3×10 ²
³⁶ Cl	3,01×10 ³	1×10 ⁷	1,5×10 ³	⁴⁰ K	1,28×10 ²	1×10 ⁵	2,2×10 ²	¹⁰⁶ Ru	1,01	1×10 ⁵	2×10 ²	⁴⁸ V	4,40×10 ⁻²	1×10 ⁴	6,9×10 ²
²⁴⁴ Cm	1,81×10 ¹	1×10 ⁴	1,2×10 ¹	⁸⁵ Kr	1,07×10 ¹	1×10 ⁸	2,5×10 ³	³⁵ S	2,39×10 ⁻¹	1×10 ⁸	1,1×10 ⁴	¹⁸¹ W	3,32×10 ⁻¹	1×10 ⁶	1,8×10 ⁴
²⁴⁸ Cm	3,34×10 ²	1×10 ³	18	¹⁷³ Lu	1,37	1×10 ⁶	2,6×10 ³	¹²² Sb	1,77×10 ⁻¹	1×10 ⁵	8,2×10 ²	¹⁸⁵ W	2,06×10 ⁻¹	1×10 ⁷	3,2×10 ³
⁵⁶ Co	2,16×10 ⁻¹	1×10 ⁴	5,6×10 ²	⁵² Mn	1,53×10 ⁻²	1×10 ⁴	7,7×10 ²	¹²⁵ Sb	2,77	1×10 ⁵	1,3×10 ³	¹³⁵ Xe	1,04×10 ⁻³	1×10 ⁷	6,9×10 ²
⁵⁷ Co	7,42×10 ⁻¹	1×10 ⁵	6,6×10 ³	⁵⁴ Mn	8,58×10 ⁻¹	1×10 ⁴	2×10 ³	⁴⁶ Sc	2,30×10 ⁻¹	1×10 ⁴	9,3×10 ²	⁸⁸ Y	2,93×10 ⁻¹	1×10 ⁵	5,1×10 ²
⁵⁸ Co	1,95×10 ⁻¹	1×10 ⁴	1,9×10 ³	⁹⁹ Mo	7,53×10 ⁻³	1×10 ⁵	2,3×10 ³	⁷⁵ Se	3,29×10 ⁻¹	1×10 ⁵	5,3×10 ²	⁹⁰ Y	7,30×10 ⁻³	1×10 ⁶	5,1×10 ²
⁶⁰ Co	5,26	1×10 ⁴	4,1×10 ²	²² Na	2,60	1×10 ⁴	4,3×10 ²	¹⁴⁵ Sm	9,32×10 ⁻¹	1×10 ⁵	1,9×10 ³	¹⁶⁹ Yb	8,77×10 ⁻²	1×10 ⁵	1,8×10 ³
⁵¹ Cr	7,59×10 ⁻⁰²	1×10 ⁶	3,7×10 ⁴	^{93m} Nb	1,36×10 ¹	1×10 ⁷	1,2×10 ⁴	¹⁵¹ Sm	9,01×10 ¹	1×10 ⁷	1,4×10 ⁴	⁶⁵ Zn	6,68×10 ⁻¹	1×10 ⁴	3,6×10 ²
¹³¹ Cs	2,65×10 ⁻⁰²	1×10 ⁶	2,4×10 ⁴	⁹⁴ Nb	2,03×10 ⁴	1×10 ⁴	1,2×10 ⁴	¹¹³ Sn	3,15×10 ⁻¹	1×10 ⁶	1,9×10 ³	⁸⁸ Zr	2,28×10 ⁻¹	1×10 ⁴	1,5×10 ³
¹³⁴ Cs	2,06	1×10 ⁴	7,2×10 ²	⁹⁵ Nb	9,64×10 ⁻²	1×10 ⁴	2,4×10 ³	¹¹⁹ Sn	8,03×10 ⁻¹	1×10 ⁵	1,9×10 ³	⁹⁵ Zr	1,75×10 ⁻¹	1×10 ⁴	1,5×10 ³
¹³⁷ Cs	3,01×10 ¹	1×10 ⁴	1,1×10 ³	⁶³ Ni	9,59×10 ¹	1×10 ⁸	9,3×10 ³	⁸⁵ Sr	1,78×10 ⁻¹	1×10 ⁵	2,5×10 ³				
¹⁵² Eu	1,33×10 ¹	1×10 ⁴	9,9×10 ²	⁶⁵ Ni	2,87×10 ⁻⁴	1×10 ⁴	9,3×10 ³	⁸⁹ Sr	1,38×10 ⁻¹	1×10 ⁶	5,3×10 ²				
¹⁵⁴ Eu	8,79	1×10 ⁴	6,9×10 ²	²³⁷ Np	2,14×10 ²	1×10 ³	1,3×10 ¹	⁹⁰ Sr	2,90×10 ¹	1×10 ⁵	4,9×10 ²				

Вышеперечисленные характеристики являются основными критериями при классификации удаляемых РАО и определяют технологические особенности обращения с РАО и способ захоронения радиоактивных отходов.

Детальный анализ характеристик РАО, поступивших в ФГУП «РАДОН» в период 2012 – 2014 год позволил установить ряд статистически значимых зависимостей, представленных в таблицах 3.2 и 3.3. Далее, в таблице 3.2 представили распределение объёма поступающих РАО по годам в зависимости от класса РАО, а в таблице 3.3 уточнили это распределение в зависимости от классификации по удельной активности и радионуклидному составу РАО.

Таблица 3.2 – Объёмы РАО, поступивших в ФГУП «РАДОН» в период 2012 – 2014 год, в зависимости от класса

Класс удаляемых РАО	Объём РАО, % от общего объёма					
	Год			Мин	Макс	Среднее
	2012	2013	2014			
4 класс	86	90	90	86	90	88
3 класс	14	10	9	9	14	11
2 класс	<<1	<<1	1	<<1	1	0
Итого	100	100	100	-	-	-

Анализ таблицы 3.2 показывает, что в ФГУП «РАДОН» в среднем в период с 2012 по 2014 годы поступило 88% РАО, относящихся к 4 классу и 11% относящихся к 3 классу. Отходы 2 класса составляют несущественный объём от общего.

Детальный анализ в таблицах 3.2 и 3.3 характеристик РАО позволил выявить среднегодовые объёмы поступающих РАО, которые распределяются следующим образом. Почти 88 % от общего объёма РАО относится к 4 классу удаляемых РАО, из них 79 % – ОНАО и 9 % – НАО, которые загрязнены радионуклидами с периодом полураспада меньше 31 года.

К 3 классу по объёму относятся 11% РАО, из них 8% НАО загрязнены радионуклидами с периодом полураспада больше 31 года и 3 % САО с периодом полураспада меньше 31 года.

Таблица 3.3 – Объёмы РАО, поступивших в ФГУП «РАДОН» в период 2012 – 2014 год для 2,3,4 класса РАО для короткоживущих и долгоживущим радионуклидов, в зависимости от удельной активности и радионуклидного состава

Классификация				Объём РАО, % от общего объёма					
Класс удаляемых РАО	Категория по удельной активности	T _{1/2} , год	Основные радионуклиды	2012	2013	2014	Мин	Макс	Сред
4	ОНАО	-	¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am, ²³⁹ Pu	78	84	76	76	84	79
	НАО	<31	¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co, ³ H, ⁹⁰ Sr	8	6	14	6	14	9
3	НАО	>31	²³⁹ Pu, ²⁴¹ Am, ²²⁶ Ra	9	7	7	7	9	8
	САО	<31	¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co, ¹⁹² Ir, ¹²⁵ I, ⁹⁰ Sr	5	3	2	2	5	3
2	САО	>31	²³⁹ Pu, ²⁴¹ Am, ²²⁶ Ra	<<1	<<1	1	<<1	1	0
Итого				100	100	100	-	-	-

Анализ данных в таблице 3.3 позволил, выявить перечень основных радионуклидов, которые определяют категории удаляемых РАО: ³H, ⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, ¹²⁵I, ¹³⁷Cs, ¹⁹²Ir, ²²⁶Ra, ²⁴¹Am, ²³⁹Pu, ²³⁸Pu.

3.3 ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ ОТХОДОВ ПРИ ВХОДНОМ КОНТРОЛЕ

Определение достоверной удельной и суммарной активности радионуклидов является важной характеристикой, которая определяет срок сохранения потенциальной опасности радионуклида.

Проведение входного контроля показало, что заявленные поставщиком характеристики часто не соответствуют реальным характеристикам РАО. Возникает необходимость в тотальной проверке заявленных характеристик всех учетных единиц упаковок РАО, поступающих на предприятие.

При транспортировке в специализированные предприятия РАО помещаются в разные типы контейнеров. Условно выделим два типа контейнеров: небольшого объёма, к которым относятся КМГ-50, КМГ-100, КМГ-200 и большого объёма, к которым относятся контейнеры, типов КРАД, КМЗ и НЗК. Подходы к характеристике контейнеров разного объёма отличаются.

При определении радиационных характеристик РАО есть определенные трудности, обусловленные неравномерным распределением активности в объёме упаковок.

При определении радионуклидного состава отходов, удельной и суммарной активности каждого нуклида в упаковке не подходят методы контроля радионуклидного состава, требующие отбора представительной пробы из упаковки. Отбор представительной пробы из упаковок, загрязнённых неравномерным распределением активности в объёме упаковок, невозможен и серьёзно усложняет характеризацию РАО с использованием спектрометрических методов.

При использовании спектрометрических неразрушающих методов контроля эффективность регистрации гамма-квантов зависит от энергии гамма-квантов, расположения источников активности в упаковке, плотности матрицы наполнения. Определение удельной и суммарной активности каждого нуклида в контейнерах, имеющих большой объём, существенно усложняется. Расстояние, которое должен преодолеть гамма-квант для его регистрации значительно и часть гамма квантов остаётся незарегистрированными. В результате достоверность измерения активности в упаковках большого объёма с гетерогенным распределением активности ставится под сомнение. Гетерогенное распределение активности не даёт возможности корректно создать шаблон геометрии измерения, который является обязательным для расчёта активности.

Для снижения вклада гетерогенного распределения в объёме упаковки небольшого объёма по горизонтали – необходимо использовать поворотные платформы. Поворотные механизмы используются для вращения упаковок. Вращение упаковок РАО позволяет уменьшить погрешность измерений, в том случае, когда есть неоднородная плотность матрицы наполнителя, а также при гетерогенном распределении активности в объёме упаковки, что подтверждено исследованиями [60].

Для контейнеров небольшого объёма использование поворотных механизмов позволяет получить усреднённое содержание радионуклидов в

контейнере по горизонтали, а сканирование упаковки по высоте – усреднённое содержание радионуклидов по вертикали.

Эти технические решения не подходят для контейнеров большого объёма. В рамках данной работы были впервые проведены исследования о влиянии неравномерного распределения активности в контейнере большого объёма. Это потребовало проведение эксперимента, описанного ниже.

Эксперименты проводили с помощью контейнера КРАД-1,36 с разными матрицами наполнения. Измерение активности производили на многоканальном гамма спектрометре ISOCS.

В контейнер помещали эталонные источники ОМАСН – объёмные (эталонные) меры активности специального назначения. Каждый источник выполнен в виде герметичного пенала объёмом около 5 см^3 , в котором находились источники $^{152}\text{Eu} + ^{137}\text{Cs}$. Выбор эталонных источников в качестве ^{152}Eu и ^{137}Cs был продиктован необходимостью использования радионуклидов с большим энергетическим диапазоном выхода гамма квантов. Активность одного источника (на 28.08.2012 год) составляет: $^{152}\text{Eu} - 1,71 \times 10^5 \text{ Бк}$; $^{137}\text{Cs} - 1,27 \times 10^5 \text{ Бк}$ с заявленной погрешностью аттестации 6 % ($P = 0,95$). В эксперименте участвовали 18 источников. Источники помещали в контейнеры, имитируя гетерогенное и гомогенное распределение активности.

Для имитации гомогенного распределения радионуклидов по объёму контейнера контейнеры разделили на секторы, в каждый сектор поместили источник; активность в контейнере распределялась максимально приближённо к гомогенному распределению активности в контейнере. Схематическое расположение источников в контейнере представлено на рисунке 3.3.

При имитации гетерогенного распределения радионуклидов источники или размещали в центре контейнера, как показано на рисунке 3.4, или с лицевой стороны контейнера, как показано на рисунке 3.5.

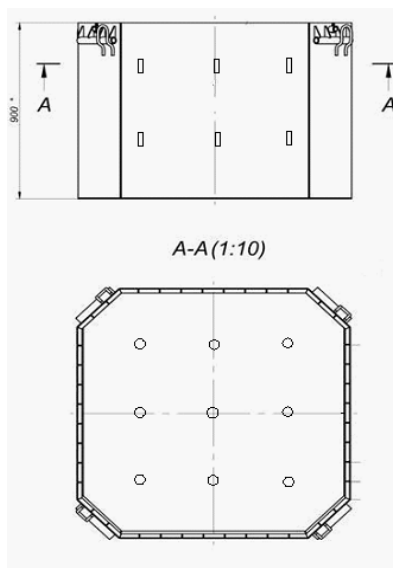


Рисунок 3.3 –
Расположение источников
в контейнере при имитации
гомогенного распределения
радионуклидов

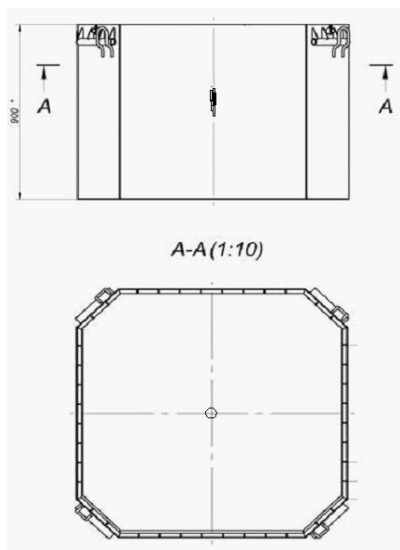


Рисунок 3.4 – Расположение
источников в контейнере при
имитации гетерогенного
распределения радионуклидов
(точка в центре)

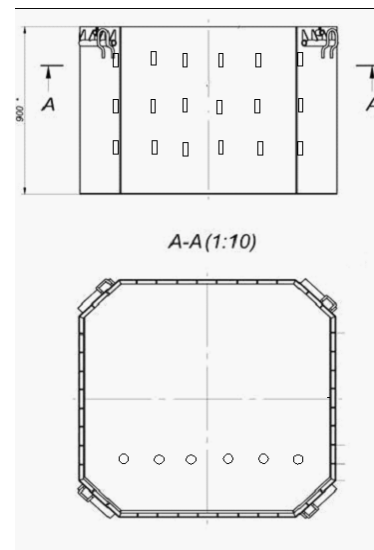


Рисунок 3.5 – Расположение
источников в контейнере при
имитации гетерогенного
распределения радионуклидов
(плоскость с лицевой стороны)

Контейнер наполняли матрицей. В качестве матриц наполнения выбрали материалы с разной плотностью: воздух – $1,25 \times 10^{-5}$ г/см³, вода – 1 г/см³ и целлюлозу $5,0 \times 10^{-1}$ г/см³.

Источники располагали следующим образом: равномерно, неравномерно с точкой в центре, неравномерно с плоскостью с лицевой стороны. Расположение источников подобным образом обусловлено намерением выявить зависимость достоверности регистрации гамма-квантов от расстояния прохождения гамма-квантов до детектора при гетерогенном распределении радионуклидов.

Провели измерения удельной активности радионуклидов в контейнере со всех сторон в течение 30 минут. Результаты представлены в таблице 3.4. Результаты расчёта полученных спектров позволили провести корректную интерпретацию данных, провести расчёт относительной погрешности, результаты которых представлены в таблице 3.5.

Таблица 3.4 – Сравнительный анализ полученных значений реальной и измеренной активности радионуклидов.

Активность каждого источника на дату проведения измерений составляла: ^{152}Eu – $1,71 \times 10^5$ Бк; ^{137}Cs – $1,27 \times 10^5$ Бк

Геометрия расположения источников	Сторона контейнера	Радионуклид	Матрица наполнения					
			Воздух		Вода		Целлюлоза	
			Активность	Среднее	Активность	Среднее	Активность	Средняя
Равномерное расположение источников в объёме контейнера	1	^{152}Eu	$2,89 \times 10^6$	$^{152}\text{Eu } 2,87 \times 10^6$ $^{137}\text{Cs } 2,12 \times 10^6$	$2,77 \times 10^6$	$^{152}\text{Eu } 2,74 \times 10^6$ $^{137}\text{Cs } 2,01 \times 10^6$	$2,82 \times 10^6$	$^{152}\text{Eu } 2,82 \times 10^6$ $^{137}\text{Cs } 2,09 \times 10^6$
		^{137}Cs	$2,11 \times 10^6$		$2,04 \times 10^6$		$2,08 \times 10^6$	
	2	^{152}Eu	$2,84 \times 10^6$		$2,72 \times 10^6$		$2,81 \times 10^6$	
		^{137}Cs	$2,10 \times 10^6$		$2,00 \times 10^6$		$2,08 \times 10^6$	
	3	^{152}Eu	$2,90 \times 10^6$		$2,72 \times 10^6$		$2,83 \times 10^6$	
		^{137}Cs	$2,15 \times 10^6$		$1,98 \times 10^6$		$2,09 \times 10^6$	
	4	^{152}Eu	$2,85 \times 10^6$		$2,75 \times 10^6$		$2,82 \times 10^6$	
		^{137}Cs	$2,10 \times 10^6$		$2,03 \times 10^6$		$2,09 \times 10^6$	
Неравномерное расположение источников в объёме контейнера (точка в центре)	1	^{152}Eu	$8,54 \times 10^5$	$^{152}\text{Eu } 8,55 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs } 7,62 \times 10^5$	$5,38 \times 10^3$	$^{152}\text{Eu } 5,42 \times 10^3$ $^{137}\text{Cs } 4,98 \times 10^3$	$4,17 \times 10^4$	$^{152}\text{Eu } 4,19 \times 10^4$ $^{137}\text{Cs } 3,56 \times 10^4$
		^{137}Cs	$7,62 \times 10^5$		$4,94 \times 10^3$		$3,55 \times 10^4$	
	2	^{152}Eu	$8,58 \times 10^5$		$5,42 \times 10^3$		$4,21 \times 10^4$	
		^{137}Cs	$7,64 \times 10^5$		$4,99 \times 10^3$		$3,58 \times 10^4$	
	3	^{152}Eu	$8,57 \times 10^5$		$5,43 \times 10^3$		$4,21 \times 10^4$	
		^{137}Cs	$7,64 \times 10^5$		$4,99 \times 10^3$		$3,57 \times 10^4$	
	4	^{152}Eu	$8,50 \times 10^5$		$5,45 \times 10^3$		$4,16 \times 10^4$	
		^{137}Cs	$7,59 \times 10^5$		$5,00 \times 10^3$		$3,52 \times 10^4$	
Неравномерное расположение источников в объёме контейнера (плоскость с лицевой стороны)	1	^{152}Eu	$1,27 \times 10^7$	$^{152}\text{Eu } 3,53 \times 10^6$ $^{137}\text{Cs } 2,39 \times 10^5$	$1,44 \times 10^7$	$^{152}\text{Eu } 3,8 \times 10^6$ $^{137}\text{Cs } 2,80 \times 10^6$	$1,39 \times 10^7$	$^{152}\text{Eu } 3,73 \times 10^6$ $^{137}\text{Cs } 2,73 \times 10^6$
		^{137}Cs	$8,31 \times 10^6$		$1,05 \times 10^7$		$9,8 \times 10^6$	
	2	^{152}Eu	$6,82 \times 10^5$		$5,12 \times 10^5$		$5,13 \times 10^5$	
		^{137}Cs	$5,96 \times 10^5$		$3,47 \times 10^5$		$5,55 \times 10^5$	
	3	^{152}Eu	$6,2 \times 10^4$		Не обнаружен		$3,32 \times 10^2$	
		^{137}Cs	$4,70 \times 10^4$		Не обнаружен		$2,40 \times 10^2$	
	4	^{152}Eu	$8,84 \times 10^5$		$5,14 \times 10^5$		$5,13 \times 10^5$	
		^{137}Cs	$5,96 \times 10^5$		$2,77 \times 10^6$		$5,55 \times 10^5$	

Таблица 3.5 – Относительная погрешность измерений активности ^{152}Eu , ^{137}Cs

Расположение источников в объёме контейнера	Равномерное		Неравномерное (точка в центре)		Неравномерное (плоскость с лицевой стороны)	
Радионуклид	^{152}Eu	^{137}Cs	^{152}Eu	^{137}Cs	^{152}Eu	^{137}Cs
Относительная погрешность измеренной А, %	воздух					
	6	7	72	66	14	4
	вода					
	11	12	99	99	25	22
	целлюлоза					
	8	9	98	98	21	19

Анализ данных таблиц 3.4 и 3.5 показывает, что расположение источников и проницаемые свойства матрицы наполнения определяют степень поглощения излучения веществом матрицы и существенно влияют на достоверность определения активности. Увеличение степени поглощения излучения приводит к увеличению отклонения измеренного значения активности от его расчётного значения. При этом величина относительной погрешности значения активности так же увеличивается с увеличением степени поглощения излучения.

Неравномерное расположение источников в объёме контейнера существенно отражается на полученных результатах определения активности ^{152}Eu , ^{137}Cs . Максимальное отклонение измеренной активности от активности эталонных источников ОМАСН, помещённых в центре КРАД-1,36, составляет 66 – 99 %. Минимальное отклонение измеренной активности от активности эталонных источников ОМАСН, помещённых равномерно в КРАД-1,36, составляет 6 – 12 %.

Для определения корректировки толщины поглотителя при создании шаблона геометрии в работе провели определение «теста отношений» к ключевой линии. «Тест отношений» к ключевой линии – отношение активности каждой из линий к активности, рассчитанной по ключевой линии. Графически строится зависимость: по оси абсцисс – энергия гамма кванта, по оси ординат – отношение площади пика к выходу гамма-кванта с этой энергией. Отношение активностей с

доверительным интервалом (энергетические линии) заносятся в систему координат. Точки соединяются в отрезок «теста отношений».

Интерпретация отображённых данных включает в себя поиск выпадающих значений, определение наклона отрезка «теста отношений», описывающего соотношение между линиями, наличие на ней вогнутостей, а также определение величины и направления наклона. Положительный наклон указывает на толщину поглотителя при создании шаблона меньшую, чем при измерении образца. Отрицательный наклон говорит о том, что при создании шаблона использована толщина большая, чем при измерении образца. Если наклон приближения равен нулю, шаблон измерений составлен корректно.

На рисунке 3.6 приведён «тест отношений» пиков ^{152}Eu в случае лучшего варианта распределения активности в объёме контейнера (равномерно, воздух). Значения лежат на отрезке «теста отношений» в пределах доверительного интервала, угол наклона практически равен нулю. Следовательно, для расчёта активности используется корректный шаблон.

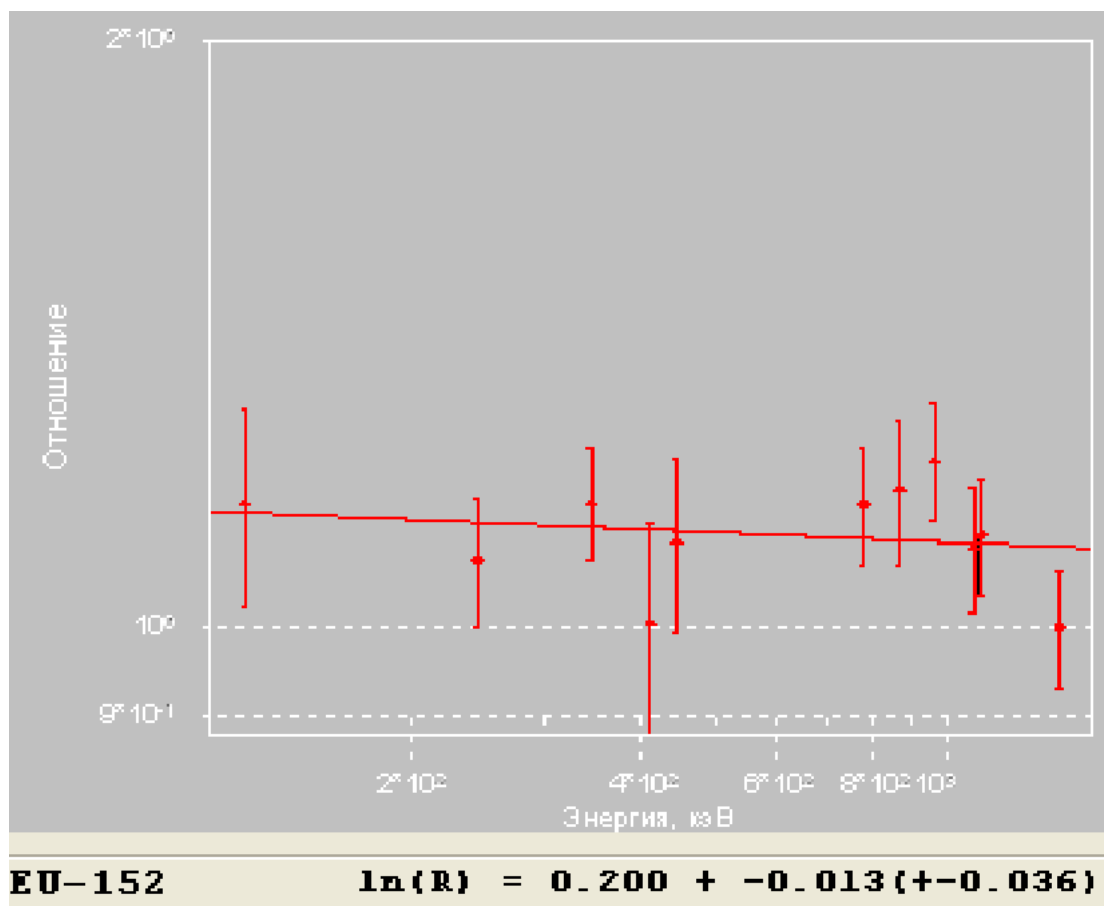


Рисунок 3.6 – «Тест отношений» при гомогенном распределении активности, матрица заполнения воздух

На рисунке 3.7 приведён «тест отношений» пиков ^{152}Eu в случае худшего варианта распределения активности в объёме контейнера (неравномерно, точка в центре, вода).

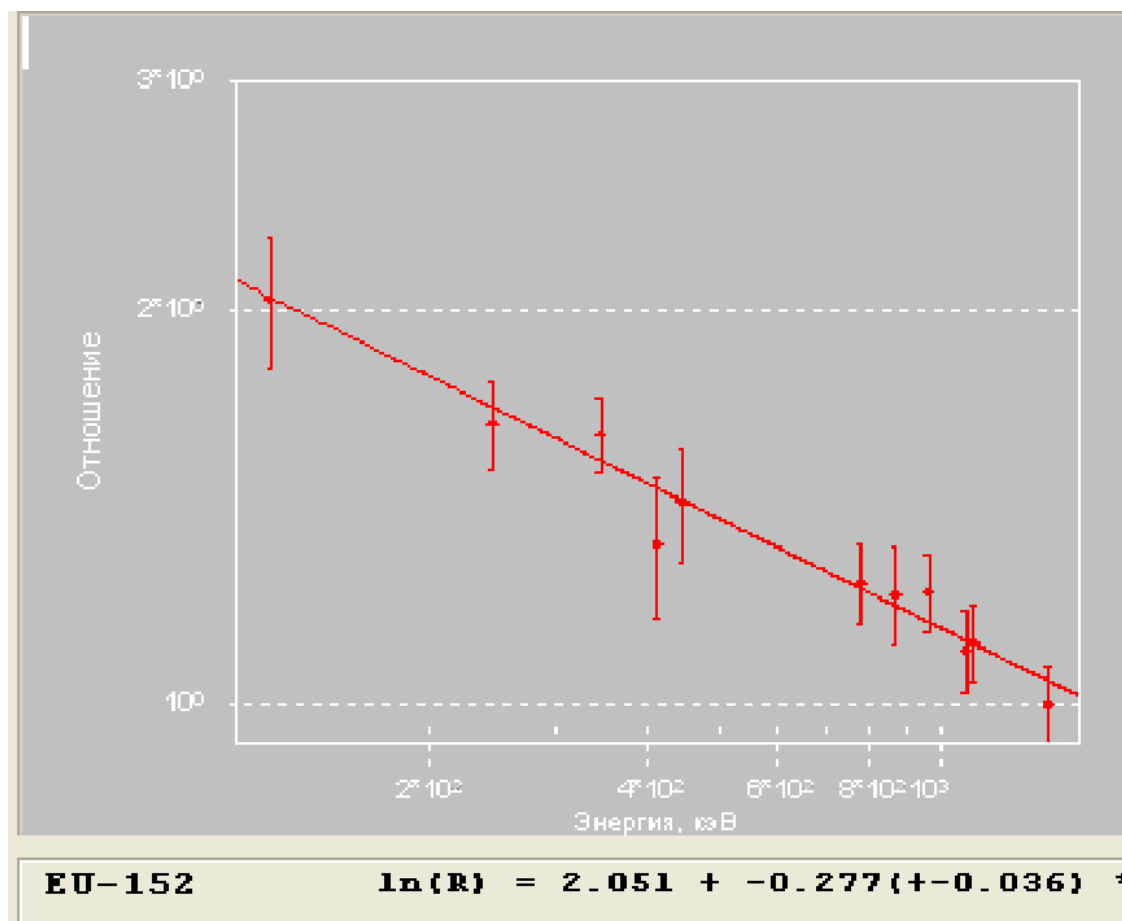


Рисунок 3.7 – «Тест отношений» при гетерогенном распределении активности (точка в центре), матрица наполнения вода

Отрицательный наклон отрезка «теста отношений» указывает на то, что при создании шаблона использована толщина большая, чем при измерении образца. Рассчитанная активность с использованием этого шаблона не верна.

Шаблон откорректировали и активность рассчитали вновь. Данные сравнения паспортных и измеренных значений активности источников ОМАСН, находящихся в центре контейнера КРАД 1,36, наполненного водой приводятся в таблице 3.6.

Таблица 3.6 – Результаты сравнения паспортных и измеренных значений активности источников ОМАСН, находящихся в центре контейнера КРАД 1,36, наполненного водой

Данные	Радионуклид	Активность, Бк	Относительная погрешность, %
Паспортные значения	^{152}Eu	$3,08 \times 10^6$	–
	^{137}Cs	$2,29 \times 10^6$	–
До корректировки шаблона	^{152}Eu	$5,38 \times 10^3$	99
	^{137}Cs	$4,94 \times 10^3$	99
После корректировки шаблона	^{152}Eu	$3,22 \times 10^6$	10
	^{137}Cs	$2,35 \times 10^6$	10

Анализ таблицы 3.6 показывает, что коррекция шаблона приводит к существенному улучшению точности измерений.

Процедура коррекции модели-шаблона геометрии заключается в подборе максимального приближения к параметрам матрицы наполнения измеряемого образца и приводит к существенному уменьшению относительной погрешности измеренной активности контейнеров большого объёма.

При определении ^{137}Cs (геометрия: неравномерно, точка в центре, вода) относительная погрешность равна 99 %. После корректировки шаблона для данной геометрии относительная погрешность составила 10 %.

При характеризации контейнеров большого объёма необходимо проводить процедуру по определению корректности составления геометрии шаблона измерений для получения результата, который максимально приближён к достоверному. Это позволит уточнять период потенциальной опасности РАО, находящихся в упаковках большого размера.

Если отходы, загрязнены одним радионуклидом, который испускает один гамма квант, построение теста отношений по одной точке невозможно. Основные радионуклиды, испускающие один гамма-квант, представлены в таблице 3.7. Определение удельной активности радионуклидов этих РАО, потребует переупаковки РАО в упаковки небольшого объёма, как говорилось выше, при характеризации которых, влияние неравномерного распределения активности в объёме упаковке при определении активности не существенное. Проведение

повторной характеристики переупакованных отходов позволит уточнить период потенциальной опасности РАО.

Таблица 3.7 – Радионуклиды, которые при распаде испускают один гамма-квант

Радионуклид	$T_{1/2}$, год	Выход гамма кванта, %	Энергия гамма кванта, кэВ
^{241}Am	432,2	36	59,5
^{137}Cs (по $^{137\text{m}}\text{Ba}$)	30,1	85	661,6
^{40}K	$1,27 \times 10^9$	10	1460
^{54}Mn	0,86	100	834,8
^{144}Ce	0,77	10	133,5
^{89}Sr	0,13	1	909,1

При характеристике РАО с использованием гамма-спектрометров, широко используют подход, когда характеристики долгоживущих радионуклидов, при распаде которых не испускаются гамма-кванты, либо выход гамма-квантов незначителен, определяют по короткоживущим радионуклидам с хорошими гамма выходами, находящимися в вековом равновесии с материнским. К таким долгоживущим радионуклидам относятся: ^{243}Am (по ^{239}Np), ^{137}Cs (по $^{137\text{m}}\text{Ba}$), ^{226}Ra (по ^{214}Pb , ^{214}Bi) ^{237}Np (по ^{233}Pa), ^{106}Ru (по ^{106}Rh), ^{228}Th (по ^{212}Pb), ^{238}U (по ^{234}Th , $^{234\text{m}}\text{Pa}$) и др.

При определении активности материнских радионуклидов необходимо отметить цепочку распада ^{226}Ra , когда необходимо, при выявлении этого радионуклида по дочерним радионуклидам уточнять $T_{\text{ппо}}$ упаковки. Цепочка распада ^{226}Ra представлена на рисунке 3.8.

Анализ рисунка 3.8 показывает, что до образования ^{214}Pb , ^{214}Bi (дочерние радионуклиды по которым определяется активность ^{226}Ra), в цепочке образуются и тут же распадаются ^{222}Rn и ^{218}Po . Интерес, вызванный к этой цепочке, обусловлен тем, что ^{222}Rn – летучий газ. В результате, при определении активности радионуклидов, находящихся после него в цепочке уменьшается из-за того, что упаковки РАО не герметичны и часть ^{222}Rn улетучивается.

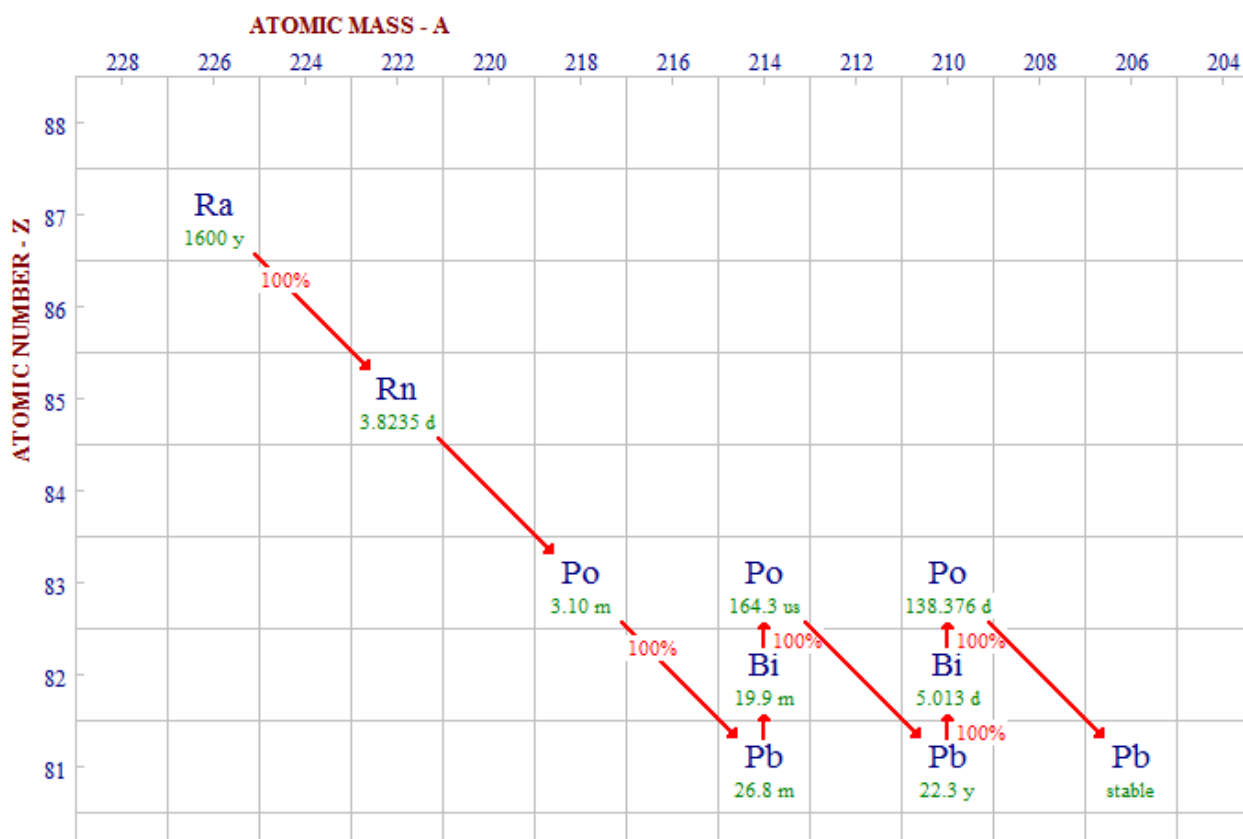


Рисунок 3.8 – Цепочка распада ^{226}Ra

Из этого следует, что активность ^{226}Ra не равна активности ^{214}Pb , ^{214}Bi . Измерение активности ^{226}Ra , испускающего гамма-кванты с энергией 186,21 кэВ и гамма-выходом 3,59 % осложнено, поскольку ^{235}U и ^{226}Ra имеют собственные гамма-линии в области 186 кэВ. Екидин А. А., Васянович М. Е., Наливайко А. В. детально исследовали эту проблему, и рекомендовали активность ^{226}Ra определять по дочерним продуктам распада – ^{214}Bi и ^{214}Pb [62]. Из этого следует, что для уточнения $T_{\text{ппо}}$ РАО, загрязнённых ^{226}Ra , необходимо проводить повторное определение активности ^{214}Bi и ^{214}Pb упаковок с предварительной дополнительной герметизацией упаковки. Это позволит уточнить $T_{\text{ппо}}$ РАО, содержащих ^{226}Ra , который определяет период потенциальной опасности цепочки и соответственно упаковки РАО.

3.4 ПРОГНОЗ ИЗМЕНЕНИЯ РАДИОНУКЛИДНОГО СОСТАВА И СУММАРНОЙ АКТИВНОСТИ РАО ПРИ ХРАНЕНИИ

Стратегия обращения с РАО, которая реализуется в России в соответствии с выходом ФЗ-190, предполагает временное хранение или захоронение РАО, и

вывод ПХ РАО из-под регулирующего контроля по истечении срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО, размещённых в нем РАО.

В процессе долговременного хранения суммарная активность РАО меняется, динамика изменения зависит от радионуклидного состава. На рисунке 3.9 представлен прогноз изменения суммарной активности в зависимости от длительности эксплуатации двух «исторических» ПХ РАО. Для этого в базе данных информационно-технической системы контроля и учёта РАО на основании исходных учётных данных сформировали запрос, группирующий радионуклидный состав и активность РАО по исследуемым пунктам хранения, на дату размещения РАО в них (ПХ РАО X1 с 1990 – 1991годы, ПХ РАО X2 с 2006 – 2008 годы) и рассчитывающий суммарную активность в хранилищах на 2012 г., 2112 г. и 2312 г. происходит снижение суммарной активности быстрее. Расчет показывает, что к 2112 году она уменьшится в 21 раз, в 2312 в 62 раза, а в ПХО РАО X2 соответственно в 6 и 52 раза. Это объясняется различием радионуклидного состава РАО, размещенных в этих ПХ РАО.

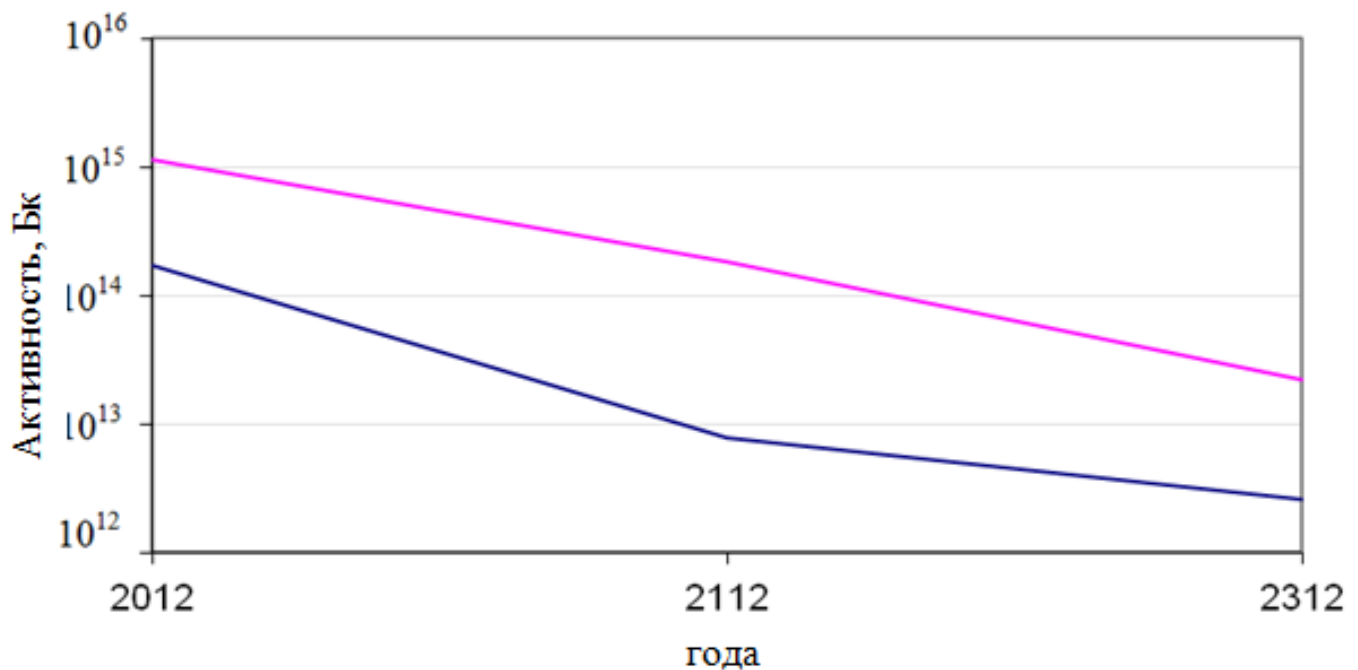


Рисунок 3.9 – Изменение суммарной активности пунктов хранения X1 и X2 в процессе хранения

- Синяя линия – суммарная активность ПХ РАО X1;
- Розовая линия – суммарная активность ПХ РАО X2.

Анализ рисунка 3.9 показывает, что в ПХ РАО Х1 в сравнении с Х2 происходит снижение суммарной активности быстрее. Расчет показывает, что к 2112 году она уменьшится в 21 раз, в 2312 в 62 раза, а в ПХО РАО Х2 соответственно в 6 и 52 раза. Это объясняется различием радионуклидного состава РАО, размещенных в этих ПХ РАО.

Прогноз изменения суммарной активности радионуклидов в процессе хранения РАО для каждого хранилища показывает, что основной вклад в суммарную активность, несмотря на разнообразие радионуклидного состава (более 100 радионуклидов), вносят несколько радионуклидов, которые и определяют степень потенциальной опасности данных объектов. Выявлено, что для исследуемых хранилищ такими основными радионуклидами являются ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{239}Pu , ^{241}Am . В таблице 3.8 представлен прогноз изменения радионуклидного состава и суммарной активности этих ПХ РАО через 100 и 300 лет.

Таблица 3.8 – Прогноз изменения радионуклидного состава и суммарной активности этих пунктов хранения в 2012, 2112, 2312 годы.

Рад-д	$T_{1/2}$, лет	Вклад в суммарную активность ПХ РАО Х1, %			Вклад в суммарную активность ПХ РАО Х2, %		
		2012	2112	2312	2012	2112	2312
^{137}Cs	30,1	24	39	4	41	43	2
$^{137\text{m}}\text{Ba}$	$4,85 \times 10^{-6}$	24	39	4	41	43	2
^3H	12,21	2	$\ll 1$	0	15	1	0
^{60}Co	5,27	49	0	0	1	0	0
^{241}Am	$4,32 \times 10^2$	$\ll 1$	1	36	$\ll 1$	3	5
^{239}Pu	$2,4 \times 10^4$	1	14	52	$\ll 1$	3	84
^{238}Pu	87,7	$\ll 1$	$\ll 1$	2	$\ll 1$	$\ll 1$	$\ll 1$
^{226}Ra	$1,60 \times 10^3$	$\ll 1$	$\ll 1$	$\ll 1$	$\ll 1$	$\ll 1$	5
Др.		$\ll 1$	7	2	2	7	2
Итого		100	100	100	100	100	100

Анализ данных таблицы 3.8 для хранилища X1 показал, что на 2012 год суммарная активность распределялась так: ^{60}Co – 49 %, ^{137}Cs – 24 %, дочерний радионуклид ^{137}Cs – $^{137\text{m}}\text{Ba}$ – 24 %, ^3H – 2 % и другие – 1 %. Через 100 лет до 78 % суммарной активности определяет ^{137}Cs и его дочерний радионуклид $^{137\text{m}}\text{Ba}$ в равных долях, и до 14 % возрастает суммарная активность ^{239}Pu , которая через 300 лет на 52 % будет определяться ^{239}Pu и на 36 % ^{241}Am .

Анализ данных по хранилищу X2 показал, что на 2012 год суммарная активность определяется ^{137}Cs с $^{137\text{m}}\text{Ba}$ – 41%, ^3H – 15% и ^{60}Co – 1%. К 2112 году до 86 % суммарной активности определяется ^{137}Cs и $^{137\text{m}}\text{Ba}$ в равных долях, ^{239}Pu , ^{241}Am в количестве 3%, а также ^3H – 1 %. А к 2312 году суммарная активность на 84 % будет определяться ^{239}Pu и на 10 % ^{226}Ra и ^{241}Am .

На примере хранилища X1, видно, что несмотря на то, что ^{137}Cs и ^{60}Co относятся к короткоживущим радионуклидам ($T_{1/2}$ меньше 31 года), скорости изменения активности у них существенно отличаются.

Проведенный прогноз изменения суммарной активности радионуклидов показывает, что радионуклиды ^{239}Pu , ^{241}Am , которые имеют большой период полураспада, но их содержание при размещении на хранение не вносили существенного вклада в суммарную активность, со временем будут определять срок сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО, находящихся в ПХ РАО. Исходя из этого, размещение отходов в ПХ РАО должно происходить с учётом прогноза изменения $T_{\text{ппо}}$ РАО за счет накопления дочерних радионуклидов, и этот показатель должен стать основным критерием для выбора способа утилизации РАО.

ВЫВОДЫ ПО ГЛАВЕ 3

Для оценки изменения характеристик РАО были проведены исследования по двум «историческим» ПХ РАО, а также РАО, поступающих на захоронение в ФГУП «РАДОН» за 2012 – 2014 годы.

В результате исследований были впервые получены достоверные данные, и проведен детальный анализ РАО.

Основные результаты исследований можно сформулировать так:

1. Анализ исходных характеристик РАО показал:

1.1. Среднегодовые объёмы поступающих РАО распределяются следующим образом: 88 % от общего объёма РАО относится к 4 классу удаляемых РАО, из них 79 % – ОНАО и 9 % – НАО, которые загрязнены радионуклидами с периодом полураспада меньше 31 года. К 3 классу по объёму относятся 11% РАО, из них 8% НАО загрязнены радионуклидами с периодом полураспада больше 31 года и 3 % САО с периодом полураспада меньше 31 года.

1.2. Выявили перечень радионуклидов, которые вносят основной вклад в суммарную активность поступающих РАО и определяет суммарную активность РАО, находящихся в ПХ РАО: ^3H , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{125}I , ^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{241}Am , ^{239}Pu , ^{238}Pu , ^{192}Ir .

2. Выявили, что для определения достоверной удельной и суммарной активности радионуклидов при характеристике упаковок большого размера с неизвестным распределением радионуклидов по объёму упаковок необходимо:

2.1. При характеристике РАО уменьшить влияние неравномерного распределения активности на относительную погрешность измерения нужно за счет корректировки с помощью построения теста отношений в шаблоне геометрий.

2.2. На стадии входного контроля при неравномерном распределении в объёме радионуклидов, загрязнённых радионуклидами: ^{241}Am , ^{137}Cs (по $^{137\text{m}}\text{Ba}$), ^{40}K , ^{54}Mn , ^{144}Ce , ^{89}Sr , которые испускают один тип гамма квантов, построение теста отношений по одной точке невозможно, это требует переупаковку РАО в упаковки небольшого объёма. Проведение такой операции позволяет уточнить учетную удельную активность РАО и $T_{\text{ппо}}$ РАО упаковки.

ГЛАВА 4. ПОДХОДЫ К ОПРЕДЕЛЕНИЮ ПЕРИОДА ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В этой главе разработали подходы к определению периода потенциальной опасности упаковки РАО.

В ФЗ-190 определено понятие «период потенциальной опасности радиоактивных отходов – срок, в течение которого активность снижается до показателей, при которых не требуется радиационный контроль». Исходя из этого, далее разработали подходы к определению срока сохранения периода потенциальной опасности радиоактивных отходов ($T_{\text{ппо}}$ РАО).

В качестве критерия, при котором не требуется радиационный контроль, в НРБ-99/2009 используется понятие минимально значимой удельной активности радионуклида (МЗУА). В ОСПОРБ-99/2009 границу РАО, ниже которой отходы не относятся к категории РАО, устанавливается предельное значение удельной активности (ПЗУА) радионуклидов.

4.1 ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПЕРИОДА ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ

Период потенциальной опасности радионуклидов имеет логарифмическую зависимость от удельной активности РАО. При радиационном распаде происходит изменение не только активности РАО, но и изменение радионуклидного состава из-за накопления дочерних радионуклидов.

При определении $T_{\text{ппо}}$ РАО необходимо учитывать начальную активность материнского радионуклида (A_0), и соотношение $T_{1/2}$ материнского радионуклида ($T_{1/2\text{м}}$), и дочернего радионуклида ($T_{1/2\text{д}}$).

В зависимости от соотношения периодов полураспада материнского и дочернего радионуклидов встречается 3 варианта скорости изменения суммарной и удельной активности: период полураспада материнского радионуклида несравнимо больше дочернего $T_{1/2\text{д}} \ll T_{1/2\text{м}}$; период полураспада материнского

радионуклида соизмерим или несколько больше периода полураспада дочернего $T_{1/2д} \leq T_{1/2м}$; период полураспада материнского радионуклида $T_{1/2м}$ меньше, чем у дочернего радионуклида $T_{1/2м} < T_{1/2д}$

Вариант 1 (вековое равновесие). В случае если в результате распада материнского радионуклида образуется дочерний, который имеет значительно меньший $T_{1/2д}$, чем материнский $T_{1/2м}$ ($T_{1/2д} \ll T_{1/2м}$), то $T_{ппо}$ РАО определяет материнский радионуклид. Такие цепочки радиоактивных превращений для следующих радионуклидов: $^{243}\text{Am} \rightarrow ^{239}\text{Np}$, $^{137}\text{Cs} \rightarrow ^{137m}\text{Ba}$, $^{226}\text{Ra} \rightarrow ^{214}\text{Pb} \rightarrow ^{214}\text{Bi}$, $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{Pa}$, $^{106}\text{Ru} \rightarrow ^{106}\text{Rh}$, $^{228}\text{Th} \rightarrow ^{212}\text{Pb}$, $^{238}\text{U} \rightarrow ^{234}\text{Th}$, и др.

Вариант 2 (подвижное равновесие). Если период полураспада материнского радионуклида соизмерим или несколько больше периода полураспада дочернего ($T_{1/2д} \leq T_{1/2м}$), то с течением времени активность дочернего возрастёт до состояния подвижного равновесия с материнским радионуклидом. Затем радионуклиды начинают распадаться примерно с одинаковой скоростью. Но если минимально значимая удельная активность материнского радионуклида ($\text{МЗУА}_м$) больше, чем минимально значимая активность дочернего радионуклида ($\text{МЗУА}_д$) $\text{МЗУА}_д < \text{МЗУА}_м$, то $T_{ппо}$ РАО, в этом случае, определяет $T_{ппо}$ дочернего радионуклида. К таким цепочкам можно отнести $^{234}\text{U} \rightarrow ^{230}\text{Th}$ и $^{228}\text{Ra} \rightarrow ^{228}\text{Th}$.

Вариант 3 (равновесие не наступает). В этом варианте период полураспада материнского радионуклида меньше, чем у дочернего радионуклида ($T_{1/2м} < T_{1/2д}$), материнский радионуклид распадается быстрее, чем дочерний. Максимальная накопленная удельная активность дочернего радионуклида значительно меньше, чем начальная удельная активность материнского радионуклида. Скорость распада дочернего радионуклида существенно ниже, чем у материнского. Время, за которое удельная активность дочернего радионуклида достигнет величины $\text{МЗУА}_д$ существенно больше, чем у материнского. Оно определяет $T_{ппо}$ РАО и увеличивается пропорционально исходной удельной активности материнского радионуклида ($A_{удм}$).

Ниже привели материнские радионуклиды, для которых необходимо учитывать вклад дочерних радионуклидов в $T_{\text{ппо}}$ РАО: $^{147}\text{Pm} \rightarrow ^{147}\text{Sm}$; $^{152}\text{Eu} \rightarrow ^{152}\text{Gd}$; $^{204}\text{Tl} \rightarrow ^{204}\text{Pb}$; $^{236}\text{Pu} \rightarrow ^{232}\text{U}$; $^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am}$; $^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{234}\text{U}$; $^{244}\text{Cm} \rightarrow ^{240}\text{Pu}$.

Для расчета $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО разработали алгоритм определения срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО, в зависимости от исходного радионуклидного состава и начальной активности радионуклидов. Алгоритм можно разбить на этапы:

1. Расчет срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ материнских радионуклидов ($T_{\text{ппо м}}$), лет.
2. Расчёт удельной активности дочерних радионуклидов ($A_{\text{уд д}}$), образовавшихся за срок сохранения $T_{\text{ппо}}$ материнских радионуклидов, Бк/кг.
3. Расчет срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ дочерних радионуклидов ($T_{\text{ппо д}}$), лет.
4. Определение срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ радиационного ряда ($T_{\text{ппо рр}}$), лет.
5. Определение срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО, лет.

Первый этап. Расчет $T_{\text{ппо}}$ материнских радионуклидов проводим по формуле 4.1, исходя из удельной активности материнского радионуклида в начальный момент времени и минимально-значимой удельной активности:

$$T_{\text{ппо i}} = \ln \frac{A_{\text{уд м 0}}}{MЗУA_M} \times \frac{T_{1/2 M}}{\ln 2} \quad (4.1)$$

$A_{\text{уд м 0}}$ – начальная удельная активность материнского радионуклида, Бк/кг;
 $MЗУA_M$ – минимально значимая удельная активность материнского радионуклида, Бк/кг, НРБ-99/2009;

$T_{1/2 M}$ – период полураспада материнского радионуклида, год.

Второй этап. Определяем удельную активность дочерних радионуклидов, которые образуется за период распада материнских радионуклидов ($T_{\text{м ппо}}$). Расчет удельной активности дочернего радионуклида проводим исходя из соотношения периодов полураспада материнского и дочернего радионуклидов. Для случая распада радионуклидов по варианту 3, когда материнский радионуклид распадается быстрее, чем дочерний ($T_{1/2 M} < T_{1/2 д}$), равновесие наступить не может

для следующих цепочек: $^{147}\text{Pm} \rightarrow ^{147}\text{Sm}$; $^{152}\text{Eu} \rightarrow ^{152}\text{Gd}$; $^{204}\text{Tl} \rightarrow ^{204}\text{Pb}$; $^{236}\text{Pu} \rightarrow ^{232}\text{U}$; $^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am}$; $^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{234}\text{U}$; $^{244}\text{Cm} \rightarrow ^{240}\text{Pu}$.

Активность дочернего радионуклида проходит через максимум, значительно меньший, чем активность материнского. Активности дочернего радионуклида в этом случае описывается формулой 4.2:

$$A_D(T_{M_{\text{ППО}}}) = \frac{MZA_M \times \lambda_D}{\lambda_D - \lambda_M} \times (1 - e^{(\lambda_M - \lambda_D) \times T_{M_{\text{ППО}}}}) \quad (4.2)$$

MZA_M – минимально значимая удельная активность материнского радионуклида, Бк/кг, НРБ-99/2009;

λ_M – постоянная радиоактивного распада материнского радионуклида.

λ_D – постоянная радиоактивного распада дочернего радионуклида.

λ_i – постоянная радиоактивного распада i -го радионуклида определяется по формуле 4.3:

$$\lambda_i = \frac{\ln 2}{T_{1/2i}} \quad (4.3)$$

где $T_{1/2i}$ – период полураспада i -го радионуклида.

Для случая распада радионуклидов по варианту 2, когда период полураспада материнского радионуклида соизмерим или несколько больше периода полураспада дочернего $T_{1/2d} \leq T_{1/2m}$, удельная активность дочернего возрастёт с течением времени до состояния подвижного равновесия с материнским для рядов: $^{234}\text{U} \rightarrow ^{230}\text{Th}$ и $^{228}\text{Ra} \rightarrow ^{228}\text{Th}$. Затем их практически равные между собой активности будут уменьшаться одинаково, расчет удельной активности дочернего радионуклида проводят по формуле 4.4:

$$A_D = \frac{MZA_M \times \lambda_D}{\lambda_D - \lambda_M} \quad (4.4)$$

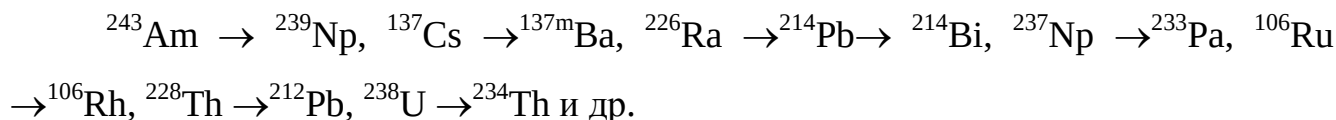
MZA_M – минимально значимая удельная активность материнского радионуклида, Бк/кг, НРБ-99/2009;

λ_M – постоянная радиоактивного распада материнского радионуклида.

λ_D – постоянная радиоактивного распада дочернего радионуклида.

λ_i – постоянная радиоактивного распада i -го радионуклида определяется по формуле 4.3.

Если период полураспада материнского радионуклида несоизмеримо больше периода полураспада дочернего радионуклида $T_{1/2д} \ll T_{1/2м}$, их удельные активности меняются во времени одинаково для рядов:



Расчет удельной активности дочернего радионуклида на момент полного распада материнского проводят по формуле 4.5:

$$A_d(T_{\text{ппо}}) = MZA_m \quad (4.5)$$

Третий этап. Если удельная активность дочерних радионуклидов, полученная на 2-м этапе, не превысила свою минимально-значимую удельную активность, то третий этап необходимо пропустить.

Если удельная активность дочерних радионуклидов, полученная на 2-м этапе, выше MZA_d , то расчет $T_{\text{ппо}}$ дочерних радионуклидов проводим по формуле 4.6. Исходя из начальной удельной активности материнского радионуклида и минимально значимой удельной активности дочернего радионуклида.

$$T_{\text{ппо}i} = \ln\left(1 - \frac{MZA_d \times (\lambda_d - \lambda_m)}{A_{удм0} \times \lambda_d}\right) \div (\lambda_m - \lambda_d) \quad (4.6)$$

MZA_d – минимально значимая удельная активность дочернего радионуклида, Бк/кг, НРБ-99/2009;

$A_{удм0}$ – начальная удельная активность материнского радионуклида, Бк/кг;

λ_m – постоянная радиоактивного распада материнского радионуклида.

λ_d – постоянная радиоактивного распада дочернего радионуклида.

λ_i – постоянная радиоактивного распада i -го радионуклида определяется по формуле 4.3.

Четвертый этап. Если $A_{удд}$ не превысила MZA_d , рассчитанную на 2-м этапе, то $T_{\text{ппо}}$ радиационного ряда соответствует $T_{\text{ппо}}$ материнского радионуклида. В остальных случаях срок сохранения $T_{\text{ппо}}$ радиационного ряда соответствует $T_{\text{ппо}}$

дочерних радионуклидов.

Пятый этап. Выбираем наиболее продолжительный $T_{\text{ппо}}$ во всех радиационных рядах, именно он будет определять $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО.

В связи с тем, что в ОСПОРБ-99/2010 введены критерии отнесения отходов к категории РАО, такие как предельные значения удельной и объемной активностей радионуклидов для любых материалов для отнесения их к радиоактивным отходам (ПЗУА), которые даны в приложении 5 ОСПОРБ-99/2010. Поэтому вместо МЗУА можно использовать ПЗУА. В приложении 3 к ОСПОРБ-99/2010 приведены удельные активности техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование твердых материалов (ДУА_{ни}). Для определения $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО можно использовать ПЗУА и ДУА_{ни} для установления срока, в течение которого упаковка будет сохранять потенциальную опасность и относиться к категории РАО [46, 199].

4.2 СРОК СОХРАНЕНИЯ ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ ОТХОДОВ ЗА СЧЕТ ВКЛАДА ДОЧЕРНИХ РАДИОНУКЛИДОВ

В работе провели оценку вклада дочерних радионуклидов в срок сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО.

На рисунке 4.1 привели примеры изменения удельных активностей материнского и дочернего радионуклидов для 2 и 3 вариантов распада.

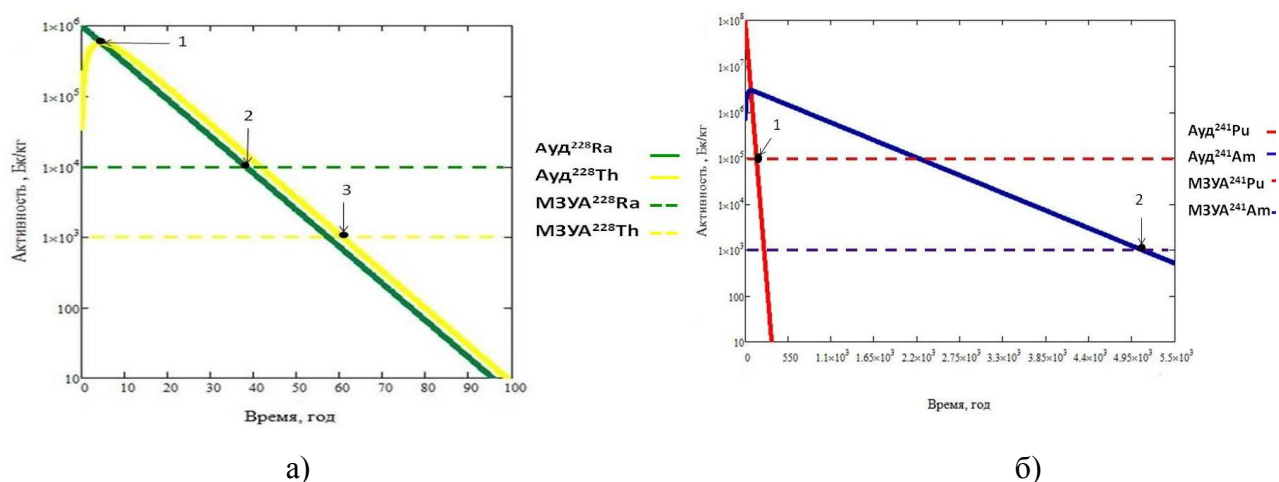
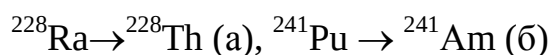


Рисунок 4.1 – Изменение удельной активности материнского и дочернего радионуклидов в процессе хранения в цепочках распада



Анализ рисунка 4.1а (вариант 2, подвижное равновесие) в цепочке $^{228}\text{Ra} \rightarrow ^{228}\text{Th}$ показывает, что если материнский радионуклид ^{228}Ra начинает распад с исходной удельной активностью $1,0 \times 10^6$ Бк/кг, то через 4,5 года устанавливается равновесие между дочерним и материнским радионуклидом (точка 1). Затем их практически равные между собой удельные активности уменьшаются с одинаковой скоростью. Через 38 лет (точка 2), активность ^{228}Ra достигает МЗУА ^{228}Ra ($1,0 \times 10^4$ Бк/кг). Через 60 лет (точка 3), активность ^{228}Th достигает МЗУА ^{228}Th ($1,0 \times 10^3$ Бк/кг). Из вышесказанного следует, что для упаковки РАО, радиоактивность которой определяется радионуклидом ^{228}Ra , срок сохранения $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО увеличится с 38 лет до 60 лет за счет накопления дочернего ^{228}Th , и будет определяться сроком сохранения $T_{\text{ппо}}$ дочернего радионуклида ^{228}Th .

На рисунке 4.1 б показана цепочка $^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am}$, пример распада по варианту 3, когда равновесие не наступает. У материнского радионуклида ^{241}Pu , с исходной удельной активностью 1×10^8 Бк/кг, через 143 года удельная активность снизится до МЗУА ^{241}Pu (точка 1), которая составляет $1,0 \times 10^5$ Бк/кг. За это время накопится дочерний радионуклид ^{241}Am с удельной активностью $2,7 \times 10^6$ Бк/кг, превышающей МЗУА ^{241}Am , более чем на 3 порядка. Удельная активность ^{241}Am снизится до своей МЗУА, которая равна $1,0 \times 10^3$ Бк/кг, только через $4,9 \times 10^3$ лет. Следовательно, $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО увеличится с 143 лет до $4,9 \times 10^3$ лет. В процессе хранения класс РАО поменяется с 3 на 2. Исходя из этого, получается, что при содержании в упаковке ^{241}Pu , необходимо определять $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО по дочернему радионуклиду на стадии формирования упаковки. Классифицировать упаковку надо по прогнозу накопления дочернего радионуклида ^{241}Am . Причем, класс будет зависеть от исходной удельной активности.

Рассмотрим случай, на который необходимо обратить внимание. Отходы, содержащие ^{241}Pu с начальной удельной активностью ^{241}Pu меньше МЗУА, равное $1,0 \times 10^5$ Бк/кг (точка 1), условно не являются РАО в начальный момент, но могут стать отходами за счет накопления дочернего радионуклида. Такая зависимость

изменения соотношения удельной активности ^{241}Pu и ^{241}Am представлена на рисунке 4.2.

При распаде ^{241}Pu через 8 лет накапливается такое количество дочернего радионуклида ^{241}Am , что отходы переходят в категорию РАО. Через 65 лет удельная активность ^{241}Am достигает своего максимума $1,4 \times 10^3$ Бк/кг и будет превышать величину своего МЗУА ^{241}Am в 1,4 раза.

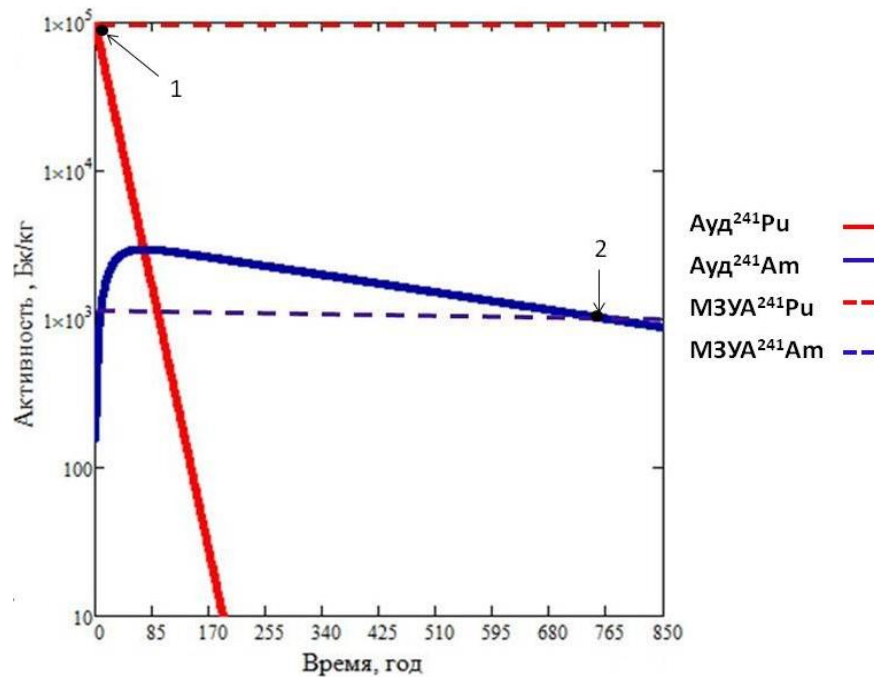


Рисунок 4.2 – Изменение удельных активностей радионуклидов в цепочке $^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am}$ в процессе хранения, с исходной активностью ^{241}Pu $1,0 \times 10^5$ Бк/кг

Снижение активности ^{241}Am до МЗУА наступит только через 771 год (точка 2). Поэтому отходы, загрязненные ^{241}Pu , с удельной активностью в интервале от $3,3 \times 10^4$ до $1,0 \times 10^5$ Бк/кг нужно отнести к 4 классу и к категории ОНАО на стадии сбора упаковки, за счет дочернего радионуклида ^{241}Am .

Вклад дочерних радионуклидов в $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО по варианту 3 зависит от начальной удельной активности материнского радионуклида, при этом может происходить изменение категории отходов в процессе хранения, которое показано на рисунке 4.3.

На рисунке 4.3. показана зависимость накопления дочернего радионуклида ^{232}U в зависимости от исходной удельной активности материнского радионуклида

^{236}Pu в цепочке $^{236}\text{Pu} \rightarrow ^{232}\text{U}$. На рисунке 4.3 а видно, что отходы категории ОНАО 4 класса по ^{236}Pu с удельной активностью $1,0 \times 10^5$ Бк/кг снизят активность до уровня МЗУА ^{236}Pu через 9,5 лет (точка 1). К этому моменту накопится ^{232}U с удельной активностью $3,49 \times 10^3$ Бк/кг, у которого активность понизится до показателя МЗУА ^{232}U через 150 лет (точка 2). $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО увеличится с 9,5 лет до 150 лет, но категория отходов и класс в этом случае не поменяется.

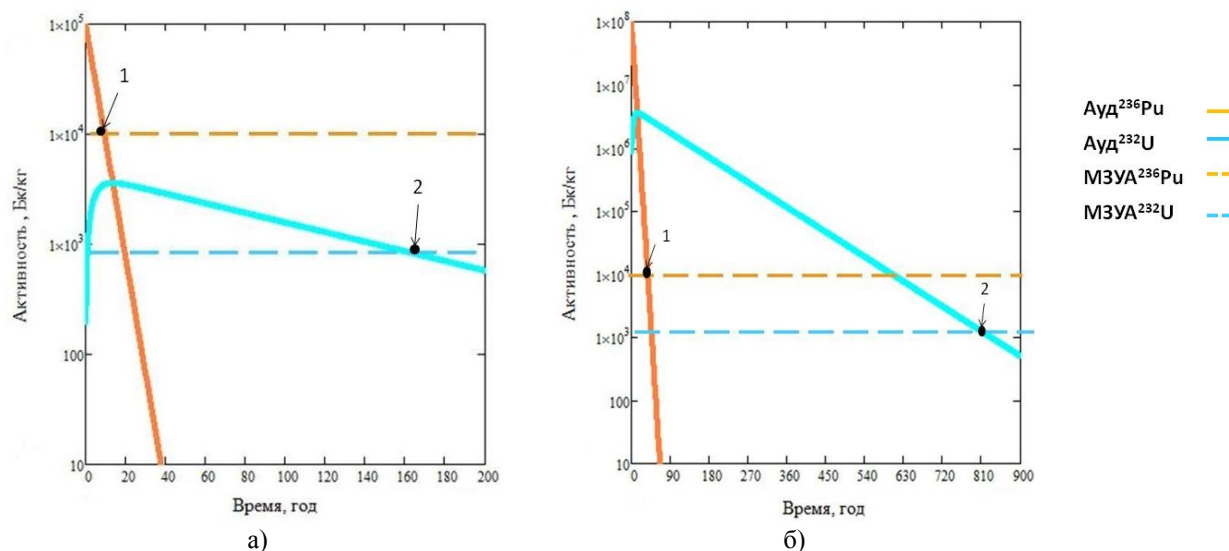


Рисунок 4.3 – Изменение удельной активности радионуклидов в процессе хранения в цепочке $^{236}\text{Pu} \rightarrow ^{232}\text{U}$

в зависимости от исходной удельной активностью ^{236}Pu :

а) без смены класса $1,0 \times 10^5$ Бк/кг; б) со сменой класса $1,0 \times 10^8$ Бк/кг

Но в случае, если исходная удельная активность ^{236}Pu будет $1,0 \times 10^8$ Бк/кг, то класс отходов изменится с 3 на 2. Объяснение представлено на рисунке 4.3 б, где показано, что за счет накопления дочернего радионуклида ^{232}U $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО увеличится с 38 лет до 830 лет. Активность ^{232}U будет соответствовать САО (для альфа-излучающие менее 10^6 Бк/кг) с $T_{1/2} > 31$ год. И отходы на стадии сбора должны сразу категорироваться 2 классом по дочернему радионуклиду.

4.3 ПЕРИОД ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ИСХОДНОЙ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ

По предложенному подходу установили $T_{\text{ппо}}$ для основного набора радионуклидов для всех классов РАО по ПП № 1069 в зависимости от исходной удельной активности (ОНАО, НАО, САО). Полученные данные приведены в таблице 4.1.

Таблица 4.1 – Периоды потенциальной опасности основных радионуклидов с учётом вклада дочерних радионуклидов для РАО разных классов по ПП № 1069 в зависимости от исходной удельной активности (ОНАО, НАО, САО)

Радионуклид			ОНАО			НАО			САО		
Символ	$T_{1/2}$, лет	МЗУА, Бк/кг	Класс	А, Бк/кг	$T_{\text{ппо}}$, лет	Класс	А, Бк/кг	$T_{\text{ппо}}$, лет	Класс	А, Бк/кг	$T_{\text{ппо}}$, лет
^{60}Co	5,27	10^4	4	10^6	35	4	10^7	53	3	10^{10}	105
^{252}Cf ↓	2,64	10^4	—	10^4	—	4	10^5	8,8	3	10^8	35 ↓
^{248}Cm ↓	$3,4 \times 10^5$	10^3	—	10^4	—	—	10^5	—	4	10^8	$5,4 \times 10^3$ ↓
^{137}Cs	30,1	10^4	4	10^6	200	4	10^7	300	3	10^{10}	600
^{236}Pu ↓	2,85	10^4	—	10^4	—	4	10^5	9,5 ↓	3 ↓	10^8	38 ↓
^{232}U	68,5	10^3	—	10^5	—	4	10^6	150 ↓	2 ↓	10^9	830 ↓
^3H	12,2	10^9	4	10^{10}	41	4	10^{11}	81	3	10^{14}	203
^{238}Pu ↓	87,7	10^3	4	10^4	291	3	10^5	583 ↓	2 ↓	10^8	$1,5 \times 10^3$ ↓
^{234}U	$2,4 \times 10^5$	10^4	—	10^5	—	—	10^6	—	2 ↓	10^9	7×10^3 ↓
^{239}Pu	$2,4 \times 10^4$	10^3	4	10^4	$8,0 \times 10^4$	3	10^5	$1,6 \times 10^5$	2	10^8	$4,0 \times 10^5$
^{226}Ra	$1,6 \times 10^3$	10^4	4	10^5	$5,3 \times 10^3$	3	10^6	$1,1 \times 10^4$	2	10^9	$2,7 \times 10^4$
^{228}Ra ↓	5,75	10^4	4	10^5	19 ↓	4	10^6	38 ↓	3 ↓	10^9	95 ↓
^{228}Th ↓	1,91	10^3	4	10^5	41 ↓	4	10^6	60 ↓	3 ↓	10^9	117 ↓
^{90}Sr	28,6	10^5	4	10^6	95	4	10^7	190	3	10^{10}	475
^{192}Ir	0,20	10^4	4	10^6	1,33	4	10^7	2	3	10^{10}	4
^{125}I	0,16	10^4	4	10^6	1,10	4	10^7	1,6	3	10^{10}	3,30
^{241}Pu ↓	14,4	10^5	—	10^4	—	* ↓	10^5	*	3 ↓	10^8	143 ↓
^{241}Am	$4,3 \times 10^2$	10^3	—	10^4	—	4 ↓	10^5	771 ↓	2 ↓	10^8	$4,9 \times 10^3$ ↓

* – не являются РАО, но затем переходят в категории РАО за счет накопления дочернего радионуклида;
Прочерк – не являются РАО.

Анализ таблицы показывает, что для ОНАО в цепочке распада $^{228}\text{Ra} \rightarrow ^{228}\text{Th}$ наблюдается увеличение $T_{\text{ппо}}$ с 19 лет до 41 года.

Для НАО в цепочке распада $^{236}\text{Pu} \rightarrow ^{232}\text{U}$ увеличение $T_{\text{ппо}}$ происходит с 9,5 до 150 лет. Накопления дочернего радионуклида в этой цепочке не приведет к изменению класса.

Для САО в цепочке распада $^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{234}\text{U}$ увеличение $T_{\text{ппо}}$ происходит с $1,5 \times 10^3$ до $7,0 \times 10^3$ лет. В цепочках распада $^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am}$, $^{236}\text{Pu} \rightarrow ^{232}\text{U}$, $^{252}\text{Cf} \rightarrow ^{248}\text{Cm}$ $T_{\text{ппо}}$ увеличивается с $1,4 \times 10^2$ до $4,9 \times 10^3$ лет, с 38 до 830 лет и с 35 до $5,4 \times 10^3$ лет соответственно.

Для САО при распаде ^{241}Pu и ^{252}Cf срок сохранения $T_{\text{ппо}}$ увеличивается с $1,4 \times 10^2$ до $4,9 \times 10^3$ и с 35 до $5,4 \times 10^3$ лет соответственно. В процессе хранения САО для материнских радионуклидов ^{241}Pu , ^{236}Pu класс отходов увеличивается с 3 на 2. Из этого следует, что класс отходов с течением времени может меняться и это необходимо учитывать на стадии сбора и далее до этапа утилизации.

Представленные результаты показывают значимое влияние исходной удельной активности дочерних радионуклидов на $T_{\text{ппо}}$ РАО и это необходимо учитывать.

ВЫВОДЫ ПО ГЛАВЕ 4

В главе 4 разработаны подходы к определению периода потенциальной опасности упаковки РАО с учётом накопления дочерних радионуклидов.

Срок сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО должен стать основным критерием для выбора способа утилизации РАО. Размещение отходов в ПХ РАО должно происходить в зависимости от срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО, с учётом прогноза изменения $T_{\text{ппо}}$ РАО за счет накопления дочерних радионуклидов.

Выявлен перечень материнских радионуклидов, для которых необходимо учитывать вклад дочерних радионуклидов в срок сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО отходов:

— в зависимости от начальной удельной активности материнского радионуклида и соотношение периодов полураспада $T_{1/2}$ материнского и дочернего радионуклида $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО определяет материнский радионуклид для следующих радионуклидов: $^{243}\text{Am} \rightarrow ^{239}\text{Np}$, $^{137}\text{Cs} \rightarrow ^{137\text{m}}\text{Ba}$, $^{226}\text{Ra} \rightarrow ^{214}\text{Pb} \rightarrow ^{214}\text{Bi}$, $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{Pa}$, $^{106}\text{Ru} \rightarrow ^{106}\text{Rh}$, $^{228}\text{Th} \rightarrow ^{212}\text{Pb}$, $^{238}\text{U} \rightarrow ^{234}\text{Th}$, и др.;

— в зависимости от соотношения минимально значимой удельной активности материнского и дочернего радионуклида, если $MЗУA_d < MЗУA_m$, то

$T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО определяет дочерний радионуклида для следующих радионуклидов: ^{234}U , ^{228}Ra ;

— для отходов, содержащих материнские радионуклиды: ^{147}Pm ; ^{152}Eu ; ^{204}Tl ; ^{236}Pu ; ^{241}Pu ; ^{238}Pu ; ^{244}Cm ; ^{252}Cf необходимо учитывать вклад дочерних радионуклидов в $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО, они должны сразу категорироваться на стадии сбора по прогнозу изменения удельной активности дочернего радионуклида.

Установлен $T_{\text{ппо}}$ для основного набора радионуклидов для 2,3,4 классов РАО (по ПП № 1069) в зависимости от исходной удельной активности отходов (ОНАО, НАО, САО).

Выявлено, что класс отходов при хранении может меняться за счет накопления дочерних радионуклидов. Это необходимо учитывать на стадии сбора при формировании первичных упаковок и окончательных упаковок с отвержденными РАО, размещаемых на утилизацию.

При хранении САО для материнских радионуклидов ^{241}Pu , ^{236}Pu класс отходов увеличивается с 3 на 2.

Отходы, содержащие ^{241}Pu с начальной удельной активностью меньше МЗУА, условно не являются РАО, но за счет накопления дочернего радионуклида ^{241}Am через 8 лет переходят в категорию ОНАО 4 класса.

ГЛАВА 5. ГРУППИРОВКА РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ НАМЕРЕНИЯ ДАЛЬНЕЙШЕЙ УТИЛИЗАЦИИ

В работе предложено ввести группы, которые позволят сократить разброс срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ упаковок РАО и уточнить классификацию удаляемых РАО, привязать группы к способам захоронения.

12 апреля 2015 г. вступили в действия «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» НП-093-14 [109], в которых установлены:

- общие критерии приемлемости РАО для захоронения;
- общие критерии приемлемости для упаковок РАО;
- требования к подтверждению соответствия РАО критериям приемлемости РАО для захоронения.

В НП-093-14 определены общие требования к установлению критериев приемлемости к захоронению, как для самих РАО, так и для упаковок, в которых отходы должны размещаться. Но в документе конкретные критерии не обозначены, что создает трудности в их практическом применении. Основные критерии приемлемости при выборе способа захоронения представлены в таблице 5.1. Как видно из этой таблицы, основные критерии приемлемости даны в широких пределах по удельной активности радионуклидов и не привязаны к сроку захоронения РАО.

Удаляемые РАО делятся на условно долгоживущие и короткоживущие РАО, критерием отнесения радионуклидов к короткоживущим или к долгоживущим является период полураспада – 31 год. Но этот показатель не учитывает возможности накопления дочерних радионуклидов, которые могут приводить к увеличению периода потенциальной опасности, как это было показано в главе 4.

Таблица 5.1 - Основные критерии приемлемости при выборе способа захоронения по НП-093-14, ПП-1069

Способ захоронения: в пунктах	Критерии для РАО							Критерии для упаковки		
	Класс удаляемых РАО	Категория РАО	Радионуклидный состав / активность							
			Категория T _{1/2} **	Удельная активность, кБк/кг						
				Тритий	β- излучающие радионуклиды (исключая тритий)	α- излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	Трансурано вые радионуклиды	Мощность дозы на поверхности упаковки, не более мГр/ч	Прочность при сжатии, не менее МПа	Сохранение изолирующей способности, лет
Глубинное захоронение	1	BAO	-	более 10 ¹¹	более 10 ⁷	более 10 ⁶	более 10 ⁵	-	10	1000
	2	BAO	-	более 10 ¹¹	более 10 ⁷	более 10 ⁶	более 10 ⁵			
		CAO	Долгоживущие	от 10 ⁷ до 10 ¹¹	от 10 ⁴ до 10 ⁷	от 10 ³ до 10 ⁶	от 10 ² до 10 ⁵			
Приповерхностное захоронение, размещение на глубине до 100 метров	3	CAO	Короткоживущие	от 10 ⁷ до 10 ¹¹	от 10 ⁴ до 10 ⁷	от 10 ³ до 10 ⁶	от 10 ² до 10 ⁵	10	5	100
		HAO	Долгоживущие	от 10 ⁷ до 10 ⁸	от 10 ³ до 10 ⁴	от 10 ² до 10 ³	от 10 до 10 ²			
Приповерхностное захоронение, размещение на одном уровне с поверхностью земли	4	HAO	Короткоживущие	от 10 ⁷ до 10 ⁸	от 10 ³ до 10 ⁴	от 10 ² до 10 ³	от 10 до 10 ²	2	-	*
		OHAO	-	до 10 ⁷	до 10 ³	до 10 ²	до 10			

Примечание: * – До размещения на захоронение – критерий не установлен

** – долгоживущие - $T_{1/2}$ больше 31 год, короткоживущие - $T_{1/2}$ меньше 31 год

Из таблицы 5.1 видно, что деление РАО по удельной активности на условно – долгоживущие и короткоживущие – приводит к тому, что удельная активность для каждой категории РАО меняется в интервале до 4-х порядков, и в одну категорию попадают отходы со сроком хранения и 50, и 100 лет. А это очень большой интервал, который приводит к тому, что в ПХ РАО помещаются отходы с разными сроками хранения: со сроком хранения 50 лет и 100 лет. И это экономически нецелесообразно. Требований к формированию упаковок РАО после иммобилизации для размещения в хранилища, в зависимости от срока хранения, нет. Это приводит к формированию контейнеров, в которые попадают РАО с совершенно разными сроками хранения. Это позволяет поставщику отходов собирать в одной упаковке РАО с разным сроком хранения. Что приводит, в свою очередь, к необоснованным затратам на хранение и захоронение. Для того чтобы избежать этих проблем, необходимо ввести дополнительные критерии, позволяющие размещать отходы на захоронение, в зависимости от реального срока сохранения потенциальной опасности. Для отходов, содержащих основной набор радионуклидов ^3H , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{125}I , ^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{241}Am , ^{239}Pu , ^{238}Pu , ^{192}Ir , от которых зависит $T_{\text{ппо}}$, рассчитали и сопоставили $T_{\text{ппо}}$ РАО со способами захоронения, в зависимости от класса удаляемых РАО, и получили данные, представленные в таблице 5.2.

Таблица 5.2 – Периоды потенциальной опасности для разных способов захоронения РАО

Способ захоронения	Класс РАО	Категория по удельной активности	$T_{\text{ппо}}$, год	
			от	до
Захоронение в пунктах глубинного захоронения	2	САО ($T_{1/2} > 31$ год)	$4,9 \times 10^3$	$4,0 \times 10^5$
Захоронение в пунктах приповерхностного захоронения, размещаемых на глубине до 100 метров	3	САО ($T_{1/2} < 31$ год)	3,3	$5,4 \times 10^3$
		НАО ($T_{1/2} > 31$ год)	583	$1,6 \times 10^5$
Захоронение в пунктах приповерхностного захоронения, размещаемых на одном уровне с поверхностью земли	4	НАО ($T_{1/2} < 31$ год),	1,6	300
		ОНАО	1,1	$8,0 \times 10^4$

Из таблицы 5.2 видно, как меняется срок сохранения $T_{\text{ппо}}$: для ОНАО в интервале от 1,1 года до $8,0 \times 10^4$ лет; для НАО от 1,6 до $1,6 \times 10^5$ лет; для САО от 3,3 до $4,0 \times 10^5$ лет. Анализ таблицы 5.2 показывает, что существующая система классификации твёрдых отходов на 4 класса нуждается в уточнении, поскольку позволяет формировать упаковки, содержащие радионуклиды с $T_{\text{ппо}}$, отличающееся до 5 порядков внутри одного класса. Для этого в работе предложили ввести дополнительные группы внутри классов, которые позволят группировать отходы с близкими $T_{\text{ппо}}$, и привязать их к основному набору радионуклидов.

На захоронение размещают контейнеры с кондиционированными РАО. Требования к конструкции и изготовлению контейнеров зависят от $T_{\text{ппо}}$ РАО и, соответственно, привязаны к сроку изоляции. Контейнеры для окончательного захоронения РАО без намерения извлечения рассчитаны на срок эксплуатации более 300 лет, для промежуточного, временного и долговременного хранения РАО – соответственно на 5, от 5 до 50, от 50 до 300 лет. Из этого следует, что в контейнер должны размещаться РАО, у которых $T_{\text{ппо}}$ не превышает срок эксплуатации контейнера.

Поскольку в процессе кондиционирования происходит изменение характеристик РАО, при выборе способа захоронения это необходимо учитывать.

5.1 СРЕДНЕГОДОВОЙ ОБЪЁМ РАО В ЗАВИСИМОСТИ ПЕРИОДА ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ

В данном разделе определили $T_{\text{ппо}}$ РАО, поступающие на захоронение, на предприятие ФГУП «РАДОН» в период с 2012 по 2014 год и определили их относительные объёмы. Для этого в информационно-техническую систему контроля и учёта РАО, разработали и внедрили модуль по расчёту $T_{\text{ппо}}$, это позволило установить необходимый параметр в совокупности для 20 512 упаковок РАО, в том числе в 2012 году – 10 870 упаковка, в 2013 году – 5 521 упаковка и 2014 году – 4 121 упаковка. Провели полный анализ соответствия среднегодового объёма поступающих РАО в зависимости от удельной активности,

радионуклидного состава, класса РАО и $T_{\text{ппо}}$ РАО. Получили следующие закономерности, которые позволили выявить, что все отходы можно разделить на более мелкие группы со сравнимыми сроками сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО. РАО, с $T_{\text{ппо}}$ менее ста лет анализировали с шагом 5 лет, более 100 лет с шагом 50 лет, РАО с $T_{\text{ппо}}$ более 300 лет объединили в одну группу. Данные представлены в таблице 5.3.

Таблица 5.3 – Количество РАО, в зависимости периода потенциальной опасности, поступивших в ФГУП «РАДОН» в период с 2010 по 2012 год

$T_{\text{ппо}}$, лет	Количество отходов, %			Среднегодовое значение, %		
	2012	2013	2014	Мин	Макс	Среднее
меньше 5	19	36	21	19	36	25
5 – 10	2	0	3	0	3	2
10 – 15	2	1	1	1	2	1
15 – 20	3	1	1	1	3	2
20 – 25	2	0	1	1	2	1
25 – 30	2	2	1	1	2	2
30 – 35	1	1	1	1	1	1
35 – 40	5	3	4	3	5	4
40 – 45	1	1	1	1	1	1
45 – 50	2	1	1	1	2	1
50 – 55	4	2	4	2	4	3
55 – 60	0	0	0	0	0	0
60 – 65	2	1	1	1	2	1
65 – 70	1	2	0	1	2	1
70 – 75	1	1	1	1	1	1
75 – 80	1	1	2	1	2	1
80 – 85	1	1	1	1	1	1
85 – 90	1	0	1	0	1	1
90 – 95	1	1	1	1	1	1
95 – 100	3	3	4	3	4	3
100 – 150	9	7	16	7	16	12
150 – 200	5	5	6	5	6	5
200 – 250	3	5	4	3	5	4
250 – 300	1	1	2	1	2	1
Более 300	28	24	22	22	28	25
Итого	100	100	100	-	-	100

Анализ таблицы 5.3 показывает, что чётко можно выделить РАО, у которых $T_{\text{ппо}}$ не превышает 5 лет. В 2012 году таких отходов поступило 19 %, в 2013 – 36%, в 2014 – 21 %.

Провели анализ радионуклидного состава и активности РАО, сравнили их с объёмами РАО, поступающими на утилизацию, получили следующие результаты.

Количество РАО, имеющих $T_{\text{ппо}}$ менее 5 лет, составляет 25%. Они представлены отходами, которые относятся к 3 классу (САО, с $T_{1/2}$ меньше 31 год), загрязнённых ^{192}Ir , ^{125}I и 4 классу удаляемых ОНАО, загрязнённых ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{241}Am .

В следующих промежутках $T_{\text{ппо}}$ (5 – 10, 10 – 15, 15 – 20, 20 – 25, 25 – 30, 30 – 35 лет) количество РАО снижается.

Количество РАО, имеющих $T_{\text{ппо}}$ от 5 – 35 лет, составляет 9 %. Дополнительный анализ показал, что это РАО, относящиеся к 4 классу с удельной активностью ОНАО, содержащие ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{241}Am .

В интервале $T_{\text{ппо}}$ от 35 – 40 лет объём РАО в среднем составляет 4%. Причём, анализ показал, что 3 % РАО с $T_{\text{ппо}}$ 35 – 36 лет. Это РАО, относящиеся к 4 классу РАО, которые в основном представлены НАО с $T_{1/2}$ меньше 31 год, загрязнённых ^{60}Co и ОНАО, загрязнённые ^{137}Cs , ^{239}Pu , ^{90}Sr .

В интервале $T_{\text{ппо}}$ от 40 до 45 лет и 45 до 50 лет наблюдается снижение объёма РАО, в среднем до 1 %. РАО, относящиеся к 4 классу, представляют ОНАО, содержащие радионуклиды ^{137}Cs , ^{239}Pu , ^{90}Sr , и НАО с $T_{1/2}$ меньше 31 год, загрязнённые ^{60}Co .

Объём РАО увеличивается в среднем до 3 % в интервале $T_{\text{ппо}}$ от 50 до 55 лет. При этом 2 % РАО с $T_{\text{ппо}}$ 52 года, преимущественно загрязнены ^{60}Co , и относятся к 3 классу САО с $T_{1/2}$ меньше 31 год. И часть РАО, относится 4 классу ОНАО, загрязнённых ^{137}Cs , ^{90}Sr .

РАО с $T_{\text{ппо}}$ 55 – 60 лет в эти годы, поступило незначительное количество от общего объёма.

Следующие 7 интервалов (60 – 95 лет) объём РАО за пять лет составляет 1 %. Эти РАО относятся к 4 классу удаляемых ОНАО, загрязнённых ^{137}Cs , ^{90}Sr и к 3 классу САО с $T_{1/2}$ меньше 31 года, загрязнены ^{60}Co , ^3H .

РАО с $T_{\text{ппо}}$ 95 – 100 лет поступило 3 % от общего объёма. Анализ радионуклидного состава РАО, показал, что они содержат ^{137}Cs , ^3H , относящиеся к ОНАО 4 класса и НАО, с $T_{1/2}$ меньше 31 года, содержащего ^{90}Sr , а также САО с $T_{1/2}$ меньше 31 года, относящихся к 3 классу, загрязнённых ^{60}Co .

Объём РАО с $T_{\text{ппо}}$ 100 – 150 лет составило 12%. Причем до 3 % поступило отходов с $T_{\text{ппо}}$ 100 – 105 лет, которые относятся к 4 классу ОНАО, загрязнённых ^{137}Cs и НАО, с $T_{1/2}$ меньше 31 года, загрязнённых ^{90}Sr , а также РАО, загрязнённые ^{60}Co , относящиеся к 3 классу САО с $T_{1/2}$ меньше 31 года. Из них объём составил 7% ОНАО 4 классу с радионуклидами ^{137}Cs , ^{241}Am , ^{239}Pu и НАО, содержащий радионуклид ^{90}Sr .

Объём РАО с $T_{\text{ппо}}$ 150 – 200 лет (5%) представлены отходами только 4 класса: ОНАО содержащие ^{137}Cs , ^{241}Am , ^{239}Pu и НАО ($T_{1/2}$ меньше 31 года) содержащих ^{90}Sr . Можно выделить группу с $T_{\text{ппо}}$ 190 – 200 лет, в которой отходы представлены, как к 3, так и 4 классам: ОНАО, содержащие ^{137}Cs , и САО, содержащие ^{90}Sr .

Объём РАО в интервале $T_{\text{ппо}}$ от 200 до 300 лет составляет 1%. Отходы относятся или к 4 классу ОНАО с радионуклидами ^{241}Am , ^{239}Pu , ^{226}Ra или к НАО, загрязнённых ^{137}Cs . Небольшая часть относится к 3 классу САО, загрязнённых ^{90}Sr .

Объём РАО с $T_{\text{ппо}}$ более 300 лет составляет большую группу около 25% и относятся к 2, 3, и 4 классам.

Провели анализ поступающих объёмов РАО, который позволил сформировать группы $T_{\text{ппо}}$. Для формирования групп выбрали следующую градацию в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО: 5, 35, 50, 95, 105, 190, 300 лет, которая была сформирована следующим образом.

$T_{\text{ппо}}$ 5 лет предложили для РАО, относящихся к 3 классу САО с $T_{1/2}$ меньше 31 года, загрязненных ^{192}Ir , ^{125}I и ОНАО, относящиеся к 4 классу с активностью, которая незначительно превышает МЗУА. Срок хранения 35 лет предложили для 4 класса, удаляемых ОНАО, загрязнённых ^{60}Co . $T_{\text{ппо}}$ 50 лет привязали к 4 классу НАО, загрязнённых ^{60}Co , и к сроку временного хранения. $T_{\text{ппо}}$ 95 лет можно выделить для ОНАО 4 класса, загрязненных радионуклидом ^{90}Sr . $T_{\text{ппо}}$ 105 лет привязали к 3 классу САО, загрязнённых ^{60}Co . $T_{\text{ппо}}$ 190 лет соответствует НАО 4 класса, загрязнённых ^{90}Sr . $T_{\text{ппо}}$ 300 лет - для НАО 4 класса, загрязнённых ^{137}Cs . Полученные группы в зависимости от срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО и среднего объёма РАО, поступающего на утилизацию, которые относятся в основном ко 3 и 4 классам РАО, представлены в таблице 5.3. Анализ таблицы 5.4 показывает, что больше всего до 25 % поступает РАО, которые относятся к 8 и 1 группе.

Таблица 5.4 – Классификация РАО по группам в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО

$T_{\text{ппо}}$ РАО, лет	Класс РАО	Среднегодовой объём, %	Группа РАО, лет
300 и больше	3 и 4	25	1
От 190 до 300	3 и 4	6	2
От 105 до 190	4	13	3
От 95 до 105	3 и 4	6	4
От 50 до 95	3 и 4	10	5
От 35 до 50	4	6	6
От 5 до 35	4	9	7
Меньше 5	3 и 4	25	8

В случаях, когда в группу $T_{\text{ппо}}$ входят удаляемые РАО разных классов, при выборе способа захоронения рассматриваем наиболее консервативный способ захоронения.

В первую очередь можно выделить до 25 % объёма отходов, относящихся к 8 группе (отходы 3 и 4 класса) с $T_{\text{ппо}}$ менее 5 лет для промежуточного хранения, с последующим выводом из-под регулирующего контроля. ФЗ-190 допускает промежуточное хранение на протяжении 5 лет в месте образования. Оправданно на протяжении этого срока выдерживать РАО с последующим выводом из-под

регулирующего контроля. Это обеспечит на 25 % уменьшение отходов, направляемых на утилизацию.

Для окончательного захоронения объём отходов составляет до 25 %, и выделен в группу 1. Выделение такой группы также позволяет существенно уменьшить объём отходов для дорогостоящего способа утилизации.

Остальные отходы 50 % распределяются между остальными классами, которые предназначены для временного или долговременного хранения в ПХ РАО, которые можно извлекать по окончании срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО в зависимости от группы.

Объём остальных РАО, выходящих за пределы этих 8 групп, незначительный для выделения их в отдельные группы. Предложенная группировка отходов позволит сократить объём отходов, размещаемых на утилизацию.

5.2 УПАКОВКИ РАО В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ГРУППЫ И КЛАССА РАО

В данном разделе сопоставили критерии приемлемости для способов захоронения и группы $T_{\text{ппо}}$. Документ НП-093-14 устанавливает требования к сроку изолирующей способности упаковки РАО, в которых размещены иммобилизованные отходы. Упаковки РАО, относящихся к 2 классу, должны обладать изолирующими способностями не менее 1000 лет, для 3 класса 100 лет, для 4 класса не регламентировано.

При уточняющей классификации по группам РАО 7 и 6 группы $T_{\text{ппо}}$ относятся к 4 классу. Следовательно, РАО, относящиеся к этим группам достаточно размещать в контейнеры с изолирующими способностями, гарантирующие необходимый уровень безопасности на протяжении срока сохранения $T_{\text{ппо}}$, размещаемых в нём РАО. К таким контейнерам можно отнести контейнеры типа КМЗ и КРАД, у которых этот срок составляет 50 лет. Контейнеры с РАО, относящиеся к 7 и 6 группам $T_{\text{ппо}}$ необходимо размещать на долговременное хранение в ПХ РАО, находящихся на одном уровне с поверхностью земли.

РАО, относящиеся к 5, 4 и 2 группам $T_{\text{ппо}}$ относятся к 3 и 4 классам РАО. Следовательно, их надо размещать в контейнеры с изолирующими способностями упаковок для 3 класса удаляемых РАО, а именно 100 лет. К таким контейнерам относится НЗК, у которого назначенный срок службы составляет не менее 300 лет и размещать на долговременное хранение в ПХ РАО, размещаемых на глубине до 100 метров.

Необходимо выделить 3 группу $T_{\text{ппо}}$, отходы с $T_{\text{ппо}}$ в интервале $105 < T_{\text{ппо}} \leq 190$, которые относятся к 4 классу удаляемых РАО, загрязнённых либо ^{90}Sr с удельной активностью НАО, либо ОНАО. Несмотря на то, что требования к 4 классу РАО по сроку изолирующей способности упаковки РАО не установлены, размещать их в КМЗ и КРАД нельзя, поскольку гарантированный срок изоляции упаковок данного типа составляет 50 лет. Этот тип упаковки не обеспечит необходимый уровень безопасности, эти отходы необходимо размещать в НЗК. Срок службы НЗК для условий захоронения в приповерхностных или подземных сооружениях могильника – не менее 300 лет. РАО, которые относятся к 4 классу и 3 группы, имеют такой срок $T_{\text{ппо}}$, который предполагает долговременное хранение в пунктах приповерхностного захоронения, размещаемых на одном уровне с поверхностью земли.

Отходы, относящиеся к 1 группе $T_{\text{ппо}}$, необходимо размещать в контейнеры НЗК, которые ограничат выход радионуклидов за пределы упаковки РАО в срок более 300 и захоронением в пунктах глубинного захоронения без намерения изъятия.

ВЫВОДЫ ПО ГЛАВЕ 5

Установили $T_{\text{ппо}}$ РАО, поступивших на утилизацию в ФГУП «РАДОН» в период с 2012 по 2014 год, для 20 512 упаковок РАО. В зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО, удельной активности и объёма РАО разработали группировку РАО.

Для формирования групп выбрали следующую градацию в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО: 5, 35, 50, 95, 105, 190, 300 лет.

Для каждой группы РАО предложены рекомендации по формированию упаковок РАО:

- 1 группа $T_{\text{ппо}}$ ($T_{\text{ппо}} \leq 300$ лет) 25 % – размещение в контейнеры для окончательной изоляции РАО, которые ограничат выход радионуклидов за пределы упаковки РАО на срок $T_{\text{ппо}}$ в пунктах глубинного захоронения, без намерения изъятия;
- 2 группа $T_{\text{ппо}}$ ($190 < T_{\text{ппо}} \leq 300$ лет) 6 % РАО – размещение в контейнеры типа НЗК на долговременное хранение сроком от 190 до 300 лет в ПХ РАО, размещаемых на глубине до 100 метров;
- 3 группа $T_{\text{ппо}}$ ($105 < T_{\text{ппо}} \leq 190$ лет) 13 % РАО – размещение в контейнеры типа НЗК на долговременное хранение сроком от 105 до 190 лет в ПХ РАО на одном уровне с поверхностью земли;
- 4 группа $T_{\text{ппо}}$ ($95 < T_{\text{ппо}} \leq 105$ лет) 6 % РАО – размещение в контейнеры типа НЗК на долговременное хранение сроком от 95 до 105 лет в ПХ РАО, размещаемых на глубине до 100 метров;
- 5 группа $T_{\text{ппо}}$ ($50 < T_{\text{ппо}} \leq 95$ лет) 10 % РАО – размещение в контейнеры типа НЗК на долговременное хранение сроком от 50 до 95 лет в ПХ РАО, размещаемые на глубине до 100 метров;
- 6 группа $T_{\text{ппо}}$ ($35 < T_{\text{ппо}} \leq 50$ лет) 6 % РАО – размещение в контейнеры типа КМЗ и КРАД на временное хранение на срок от 35 до 50 лет в ПХ РАО на одном уровне с поверхностью земли;
- 7 группа $T_{\text{ппо}}$ ($5 < T_{\text{ппо}} \leq 35$ лет) 9 % РАО – размещение в контейнеры типа КМЗ и КРАД на временное хранение на срок от 5 до 35 лет в ПХ РАО, находящихся на одном уровне с поверхностью земли;
- 8 группа $T_{\text{ппо}}$ ($T_{\text{ппо}} \leq 5$ лет) 25 % РАО – промежуточное хранение РАО до 5 лет с последующим выводом из-под регулирующего контроля.

ГЛАВА 6. ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ, В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ПЕРИОДА ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ

Захоронение РАО осуществляется отдельно для отходов разных категорий и групп в сооружениях, обеспечивающих безопасную изоляцию отходов в течение всего периода потенциальной опасности [186]:

- промежуточное хранение РАО, хранение некондиционированных форм сроком до 5 лет;
- временное хранение РАО – размещение удаляемых РАО в пунктах временного хранения, обеспечивающих их изоляцию от окружающей среды, с возможностью последующего извлечения. Временное хранение РАО ограничено сроком, установленным федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии [116]. Срок эксплуатации ПХ РАО и порядок вывода его из эксплуатации определяется проектом;
- долговременное хранение РАО – размещение РАО в ПХ РАО, срок эксплуатации которого определён проектом, но порядок и мероприятия по выводу из эксплуатации не предусмотрены;
- захоронение РАО – безопасное размещение РАО в пункте захоронения без намерения их последующего извлечения с обеспечением радиационной безопасности работников такого пункта, населения и окружающей среды в течение всего срока сохранения потенциальной опасности РАО [186].

Способов захоронения РАО может быть несколько: приповерхностное (наземное, заглубленное) и глубинное захоронение РАО. В зависимости от способа захоронения РАО, пункты захоронения РАО (ПХ РАО) подразделяются на [110]:

- пункты приповерхностного захоронения РАО;
- пункты глубинного захоронения РАО;

– пункты глубинного захоронения ЖРО.

Основными критериями при выборе способа кондиционирования РАО, ориентированного на способ захоронения являются:

1. срок сохранения потенциальной радиационной опасности РАО, референтным показателем которого является $T_{\text{ппо}}$ РАО;
2. морфологический состав;
3. физико-химические свойства;
4. удельная активность.

Выбор технологических схем кондиционирования РАО, в зависимости от периода потенциальной опасности, основывается на том, чтобы кондиционированные формы соответствовали критериям приемлемости РАО по удельной активности для последующего захоронения.

Технологические операции по переработке РАО приведены в руководящем документе «Методические указания о порядке осуществления надзора за обеспечением радиационной безопасности хранилищ радиоактивных отходов» РД-10-03-2006 [100] и СПОРО-2002 [118].

Методы переработки твёрдых радиоактивных отходов могут применяться разные, в зависимости от морфологического состава: фрагментация, сжигание, цементирование, остекловывание, холодное и горячее прессование, дезактивация и переплавка металла и др.

При захоронении РАО не допускается размещать на захоронение органические гниющие, разлагающиеся и биологически активные вещества в упаковке (продукты питания, биологические отходы и т.д.), а также легко воспламеняющиеся вещества (бумага, древесина и др.) [109]. Поэтому РАО, состоящие из веществ, запрещенных к захоронению, должны быть подвергнуты технологическим операциям по переработке, как правило, это термические способы переработки: пиролиз, сжигание. В процессе переработки удельная активность этих РАО меняется, поскольку происходит концентрация активности в меньшем объёме. Такие вторичные продукты, как зола и сажа, которые представляют опасность из-за порошкообразной формы, с высокой способностью

к рассеянию, необходимо переработать дальше. Как правило, это цементирование, в результате чего, удельная активность переработанных РАО опять меняется, а в следствие меняется период потенциальной опасности и класс РАО.

При прессовании упаковка становится частью РАО, масса отходов увеличивается, а удельная активность уменьшается. После иммобилизации РАО методом цементирования масса увеличивается, а удельная активность падает.

Для жидких РАО технологические операции включают: концентрирование солей методом упаривания, ионного обмена, сорбции и др.; далее отверждение концентратов методом упаривания до солей, битумирование, цементирование, включение в полимеры, стекло, стеклокомпозиты, керамику, синтетические горные породы и др.

Для того чтобы выполнить требования к способу захоронения по удельной активности, на стадии иммобилизации РАО необходимо рассчитать все изменения удельной активности по технологической цепочке из-за изменения объёма и массы РАО. На стадию технологической переработки должны поступить отходы с такой удельной активностью, которая после переработки должна соответствовать требованиям критериев приемлемости к захоронению. Соответственно, на стадию кондиционирования должны поступить отходы с такой удельной активностью, которая позволит выполнить это условие.

В работе провели расчёт изменения массы отверждённых РАО для нескольких способов переработки, в зависимости от исходного морфологического состава РАО. Для расчёта ввели показатель: коэффициент изменения массы (K_m), который определили как отношение исходной массы РАО к массе промежуточных или кондиционированных РАО. Полученные усреднённые данные представлены в таблице 6.1.

Из таблицы 6.1 видно, что при прессовании коэффициент изменения массы РАО меняется от 0,45 до 0,58, при сжигании от 40 до 80. При фрагментации изменения массы не происходит, но происходит изменение объёма, соответственно, удельной активности.

Таблица 6.1 – Коэффициенты изменения массы для твёрдых РАО, в зависимости от исходного морфологического состава, для основных способов переработки

Морфологический состав	Способ переработки			
	Фрагментация	Прессование	Сортировка	Сжигание
Бумага, ветошь	1	–	1	80
Древесина	1	–	–	60
Продукты питания	1	–	–	40
Строительный мусор	1	0,58	–	–
Стекло, пластик	1	0,45	–	–
Технологическое оборудование	1	0,58	1	–
Грунт	1	0,55	–	–
Кабель	1	0,58	–	–
Фильтры	1	0,45	1	40

При цементировании масса РАО увеличивается примерно в 1,5 раза, и K_m для цементированных РАО равен 0,66.

Учёт изменения этих показателей является важной задачей, так как удельная активность является определяющим параметром при формировании контейнера РАО, для размещения на хранение и захоронение.

Для этого необходимо разработать технологические схемы обращения с РАО от стадии сбора до стадии захоронения, в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО.

Рассмотрим основные технологические схемы обращения с РАО, в зависимости от способа захоронения. Условно выделим несколько самых распространённых технологических схем переработки РАО: сжигание горючих отходов, прессование и фрагментацию крупногабаритных отходов и несортированных отходов. В диссертационной работе оценили, как меняются два основных показателя по всей технологической цепочке обращения, от стадии сбора до стадии размещения на захоронение: удельная активность радионуклидов и $T_{\text{ппо}}$ РАО, с учётом образования дочерних радионуклидов.

Рассмотрим возможные технологические схемы подготовки РАО для соответствующего типа захоронения. Все оценки провели для выявленного ранее набора радионуклидов, которые чаще всего встречаются в отходах. Если появятся в отходах другие радионуклиды или будут использованы технологические

переделы с отличными Км, то в будущем необходимы дополнительные исследования по подходам, описанным в данной главе.

6.1 ПРОМЕЖУТОЧНОЕ ХРАНЕНИЕ

РАО с непродолжительным периодом потенциальной опасности нецелесообразно размещать в ПХ РАО. РАО с периодом потенциальной опасности менее пяти лет необходимо выдерживать в месте образования на площадках предприятий, либо прибегать к услугам специализированных предприятий для выдержки РАО, с последующим переводом в категорию промышленных отходов.

Размещение РАО на промежуточное хранение на срок 5 и менее лет целесообразно осуществлять в тех контейнерах, в которых они и поступили, с гарантированным сроком сохранения до 5 лет. В работе провели расчёт удельной активности для основных радионуклидов. Эти значения представлены в таблице 6.2. Этим данным можно придать статус – критерии приемлемости для РАО, размещаемых на промежуточное хранение на срок до 5 лет.

Таблица 6.2 – Критерии приемлемости по удельной активности для основных радионуклидов в РАО, размещаемых на промежуточное хранение на срок до 5 лет

Нуклид		^{60}Co	^{137}Cs	^3H	^{90}Sr	^{192}Ir	^{125}I
$T_{1/2}$, года		5,27	30,1	12,2	28,6	0,2	0,16
А, Бк/кг	от	10^4	10^4	10^9	10^5	10^4	10^4
	до	$1,9 \times 10^4$	$1,1 \times 10^4$	$1,3 \times 10^9$	$1,1 \times 10^5$	$3,4 \times 10^{11}$	$2,6 \times 10^{13}$

Анализ таблицы 6.2 показывает, что за исключением ^{192}Ir и ^{125}I , радионуклиды имеют удельную активность на стадии сбора незначительно превышающую МЗУА. К этой категории РАО можно отнести отходы с удельной активностью категории ОНАО, которые относятся к 8 группе $T_{\text{ппо}}$.

Изменение характеристик РАО при контейнеризации не происходит, поэтому эти же требования можно адресовать и к упаковкам РАО, которые нужно формировать на стадии сбора.

По морфологическому составу на промежуточное хранение можно размещать следующие РАО: короткоживущие ОЗИИ, древесина, ветошь, строительный мусор, грунт, технологическое оборудование и др.

Критерии приемлемости для упаковок РАО на стадии сбора по удельной активности для основных радионуклидов, которые размещаются на промежуточное хранение на срок 5 и менее лет, представлены в таблице 6.3.

Таблица 6.3 – Критерии приемлемости для упаковок РАО на стадии сбора по удельной активности радионуклидов, предназначенных для промежуточного хранения сроком до 5 лет

Нуклид		^{60}Co	^{137}Cs	^3H	^{90}Sr	^{192}Ir	^{125}I
$T_{1/2}$, года		5,27	30,1	12,2	28,6	0,2	0,16
А, Бк/кг	от	10^4	10^4	10^9	10^5	10^4	10^4
	до	$1,9 \times 10^4$	$1,1 \times 10^4$	$1,3 \times 10^9$	$1,1 \times 10^5$	$3,4 \times 10^{11}$	$2,6 \times 10^{13}$

Технологическая схема обращения с РАО, размещаемыми на промежуточное хранение на 5 и менее лет, представлена на рисунке 5.1.

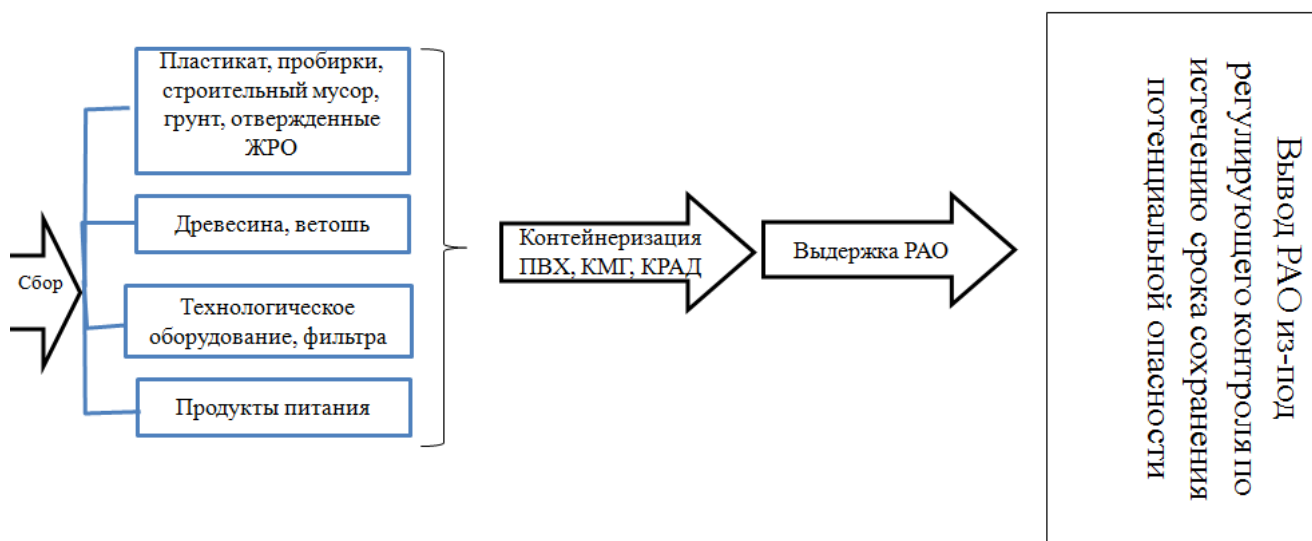


Рисунок 6.1 – Технологическая схема обращения с РАО от этапа сбора до размещения на промежуточное хранение на срок 5 и менее лет

6.2 ВРЕМЕННОЕ ХРАНЕНИЕ В ПРИПОВЕРХНОСТНЫХ ПУНКТАХ

В рамках этого исследования определили удельную активность для отдельных радионуклидов в РАО на стадии сбора и формирования упаковок, в

зависимости от морфологического состава РАО, которые имеют срок потенциальной радиационной опасности от 5 до 50 лет.

6.2.1 Критерии приемлемости по удельной активности радиоактивных отходов для временного хранения

Провели расчёт удельной активности радионуклидов, которые будут представлять радиационную опасность в интервале от 5 до 50 лет на примере РАО, поступающих в ФГУП «РАДОН». Данные представлены в таблице 6.4.

Таблица 6.4 – Критерии приемлемости по удельной активности основных радионуклидов в кондиционированных РАО, направляемых на временное хранение сроком от 5 до 50 лет

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	А, Бк/кг	
			от	до
^{60}Co	5,27	10^4	$1,9 \times 10^4$	$7,2 \times 10^6$
^{137}Cs	30,1	10^4	$1,1 \times 10^4$	$3,2 \times 10^4$
^3H	12,2	10^9	$1,3 \times 10^9$	$1,7 \times 10^{10}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$1,0 \times 10^3$	$1,5 \times 10^3$
^{90}Sr	28,6	10^5	$1,1 \times 10^5$	$3,4 \times 10^5$
^{241}Pu	14,4	10^5	$3,4 \times 10^4$	$3,5 \times 10^4$

Анализ таблицы 6.4 показывает, что РАО, удовлетворяющие критериям приемлемости для временного хранения сроком от 5 до 50 лет, относятся к 4 классу удаляемых РАО и к 6,7 группам $T_{\text{ппо}}$.

Несмотря на то, что активность ^{241}Pu меньше своего МЗУА, в процессе хранения накопится ^{241}Am , который будет представлять радиационную опасность в интервале от 5 до 50 лет. Поэтому такие отходы, которые содержат ^{241}Pu меньше своего МЗУА, необходимо категорировать как РАО, на стадии сбора исходной упаковки РАО.

Как правило, исходные РАО направляют на кондиционирование, затем отверждённые РАО размещают в контейнеры для временного хранения, которые сохраняют изолирующую способность на промежуток времени от 5 до 50 лет. Таким требованиям соответствуют контейнеры типа КРАД, НЗК и КМЗ, которые

гарантируют срок необходимой изоляции РАО на протяжении 50 лет при размещении в ПХ РАО на одном уровне с поверхностью земли.

Главное условие для размещения отверждённых РАО на временное хранение в контейнеры этого типа заключается в соблюдении требований по удельной активности и сроку хранения от 5 до 50 лет. Эти требования являются критериями приемлемости для временного хранения сроком от 5 до 50 лет в виде пределов по удельной активности, представленных в таблице 6.4.

Поскольку контейнеры типа КРАД, НЗК и КМЗ сохраняют изолирующие способность на срок не менее 50 лет, размещать на временное хранение РАО в такие контейнеры допустимо без иммобилизации.

Таблица 6.5 – Критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов для контейнеров, предназначенных для временного хранения сроком от 5 до 50 лет

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	А, Бк/кг	
			от	до
^{60}Co	5,27	10^4	$1,9 \times 10^4$	$7,2 \times 10^6$
^{137}Cs	30,1	10^4	$1,1 \times 10^4$	$3,2 \times 10^4$
^3H	12,2	10^9	$1,3 \times 10^9$	$1,7 \times 10^{10}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$1,0 \times 10^3$	$1,5 \times 10^3$
^{90}Sr	28,6	10^5	$1,1 \times 10^5$	$3,4 \times 10^5$
^{241}Pu	14,4	10^5	$3,4 \times 10^4$	$3,5 \times 10^4$

При формировании схемы кондиционирования РАО, размещаемых на временное хранение, возможны 2 варианта иммобилизации и вариант без переработки.

Схема кондиционирования РАО, размещаемых на временное хранение в пунктах приповерхностного захоронения, на одном уровне с поверхностью земли представлена на рисунке 6.2.

Для каждого этапа этой технологической схемы провели расчёт изменения удельной активности в зависимости от морфологического состава РАО. Адресное размещение РАО на временное хранение в ПХ РАО на одном уровне с

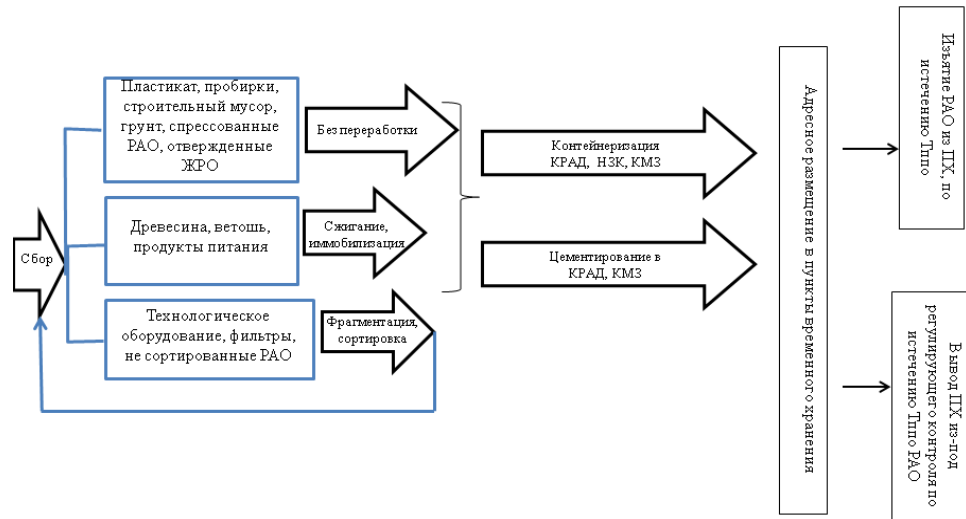


Рисунок 6.2. – Технологическая схема обращения с РАО от этапа сбора, до этапа размещения на временное хранение сроком от 5 до 50 лет поверхностью земли, позволит удалять их после истечения срока Типо РАО. Рассмотрим все варианты.

6.2.2 Критерии приемлемости по удельной активности первичных упаковок на стадии сбора без переработки

Некоторые типы отходов можно размещать в контейнеры и без переработки. Поскольку при классификации РАО, масса контейнера не учитывается, то не происходит изменение удельной активности радионуклидов при размещении в контейнеры для хранения. Требования по удельной активности для основных радионуклидов на стадии сбора, направляемых на фрагментацию или контейнеризацию без переработки (строительный мусор, стекло, пластик, отвержденные ЖРО, технологическое оборудование, грунт, фильтры, кабеля) будут такие же, как и для отвержденных РАО, представленных в таблице 6.4.

6.2.3 Критерии приемлемости на стадии сбора первичных упаковок по удельной активности для иммобилизации методом фрагментации

При фрагментации не происходит изменения массы РАО, следовательно, и удельной активности. Фрагментированные РАО могут быть направлены на дальнейшую переработку методом прессования или сжигания и.др. Эта стадия

является промежуточной. На этой стадии формируется новая промежуточная упаковка РАО для переработки.

Ту часть РАО, которая после фрагментации не подлежит переработке, помещают в контейнеры, а, следовательно, критерии по удельной активности на стадии сбора для этих отходов будут такими же, как в таблице 6.4.

6.2.4 Критерии приемлемости на стадии сбора первичных упаковок по удельной активности для иммобилизации методом прессования

При прессовании происходит увеличение массы РАО, следовательно, и уменьшение удельной активности. Эта стадия является промежуточной. На этой стадии формируется новая промежуточная упаковка РАО, которая отправляется в контейнеры, предназначенные для временного хранения, удовлетворяющие критериям приемлемости, представленные в таблице 6.4.

В зависимости от морфологического состава, определим критерии приемлемости по удельной активности на стадии сбора РАО, направляемых на прессование. Удельные активности основных радионуклидов в отходах, в зависимости от морфологического состава, направляемых на прессование представлены в таблице 6.6.

Таблица 6.6 – Критерии приемлемости для временного хранения по удельной активности основных радионуклидов в отходах на стадии сбора, направляемых на иммобилизацию методом прессования, в зависимости от морфологического состава

Нуклид	T _{1/2} , года	МЗУА, Бк/кг	Стекло, пластик (Км=0,45)		Грунт (Км=0,55)		Строительный мусор (Км=0,58)	
			А, Бк/кг		А, Бк/кг		А, Бк/кг	
			от	до	от	до	от	до
⁶⁰ Со	5,27	10 ⁴	4,3×10 ⁴	1,6×10 ⁷	3,5×10 ⁴	1,3×10 ⁷	3,3×10 ⁴	1,2×10 ⁷
¹³⁷ Сs	30,1	10 ⁴	2,5×10 ⁴	7,0×10 ⁴	2,0×10 ⁴	5,8×10 ⁴	1,9×10 ⁴	5,5×10 ⁴
³ Н	12,2	10 ⁹	3,0×10 ⁹	3,8×10 ¹⁰	2,4×10 ⁹	3,1×10 ¹⁰	2,3×10 ⁹	3,0×10 ¹⁰
²³⁸ Рu	87,7	10 ³	2,3×10 ³	3,3×10 ³	1,9×10 ³	2,7×10 ³	1,8×10 ³	2,6×10 ³
⁹⁰ Sr	28,6	10 ⁵	2,5×10 ⁵	7,5×10 ⁵	2,1×10 ⁵	6,1×10 ⁵	1,9×10 ⁵	5,8×10 ⁵
²⁴¹ Рu	14,4	10 ⁵	7,6×10 ⁴	7,8×10 ⁴	6,2×10 ⁴	6,4×10 ⁴	5,9×10 ⁴	6,0×10 ⁴

Анализ таблицы 6.6 показывает, что на стадии сбора РАО, направляемых на прессование с последующим контейнеризацией и размещением на временное хранение, подходят РАО, относящиеся к 3 и 4 классу удаляемых РАО. Необходимо отметить, что 3 класс РАО обусловлен ^{60}Co . Для ^{241}Pu расчеты произведены с учетом накопления ^{241}Am .

6.2.5 Критерии приемлемости первичных упаковок на стадии сбора по удельной активности для иммобилизации методом сжигания

Технологическая цепочка для сжигаемых РАО, от сбора до размещения на временное хранение, включает несколько технологических этапов. Легковоспламеняющиеся и самовозгорающие вещества, такие как древесина, бумага, ветошь, органическая биота, перерабатывают термическими методами с последующей иммобилизацией золы, сажи методом цементирования или остекловывания с последующим размещением в контейнеры типа КРАД, НЗК и КМЗ.

В процессе сжигания происходит существенное уменьшение массы РАО. Следующей технологической операцией после сжигания является цементирование. Как правило, золу и сажу цементируют в КМГ, данные промежуточные формы должны соответствовать критериям приемлемости для размещения в контейнеры, предназначенные для временного хранения. На основании этого определим критерии приемлемости для золы и сажи, которая отправится на цементирование в КМГ. Удельная активность основных радионуклидов в золе и саже после сжигания, направляемые на цементирование, представлены в таблице 6.7.

Анализ таблицы 6.7 показывает, что после сжигания, промежуточные формы, представляющие из себя залу и сажу, относятся к 3 и 4 классу удаляемых РАО. 3 класс РАО обусловлен ^{60}Co .

На следующем этапе проведем расчет удельной активности РАО до сжигания. Все сжигаемые РАО имеют разный коэффициент уменьшения массы, который существенно зависит от морфологического состава РАО.

Таблица 6.7 – Критерии приемлемости по удельной активности основных радионуклидов в золе и саже после сжигания, направляемых на цементирование в КМГ

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	А, Бк/кг	
			от	до
^{60}Co	5,27	10^4	$2,9 \times 10^4$	$1,1 \times 10^7$
^{137}Cs	30,1	10^4	$1,7 \times 10^4$	$4,8 \times 10^4$
^3H	12,2	10^9	$2,0 \times 10^9$	$2,6 \times 10^{10}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$1,6 \times 10^3$	$2,2 \times 10^3$
^{90}Sr	28,6	10^5	$1,7 \times 10^5$	$5,1 \times 10^5$
^{241}Pu	14,4	10^5	$5,1 \times 10^4$	$5,3 \times 10^4$

В работе провели статистическую обработку данных по изменению массы РАО, полученных за период с 2008 по 2013 годы, переработанных методом сжигания. Выявили 3 основные группы отходов, для которых K_m меняется в определённом интервале. Эти группы можно сформировать так, как для них меняется K_m в интервале:

- древесина – K_m от 55 до 65;
- бумага, ветошь – K_m от 78 до 92;
- продукты питания, биологические ТРО – K_m от 36 до 45.

От K_m будет зависеть удельная активность радионуклидов после этапа сжигания, соответственно для каждого типа РАО должны формироваться разные упаковки РАО в месте сбора. Критерии приемлемости для формирования упаковок РАО в месте сбора, в зависимости от радионуклидного состава и удельной активности радионуклидов, направляемых на сжигание, затем на цементирование, для разного морфологического состава РАО, представлены в таблице 6.8.

Анализ данных таблицы 6.8 показывает, что при сборе горючих РАО, удовлетворяющих критериям приемлемости по удельной активности для временного хранения, подходят только отходы загрязненных ^{60}Co , относящихся к ОНАО 4 класса.

Таблица 6.8 – Критерии приемлемости для временного хранения по удельной активности радионуклидов на стадии сбора первичной упаковок, направляемых на сжигание, в зависимости от морфологического состава

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА , Бк/кг	Древесина (Км=60)		Бумага, ветошь (Км=80)		Продукты питания, биологические ТРО (Км=40)	
			А, Бк/кг		А, Бк/кг		А, Бк/кг	
			от	до	от	до	от	до
^{60}Co	5,27	10^4	$4,9 \times 10^2$	$1,8 \times 10^5$	$3,7 \times 10^2$	$1,4 \times 10^5$	$7,3 \times 10^2$	$2,7 \times 10^5$
^{137}Cs	30,1	10^4	$2,8 \times 10^2$	$8,0 \times 10^2$	$2,2 \times 10^2$	$6,1 \times 10^2$	$4,2 \times 10^2$	$1,2 \times 10^3$
^3H	12,2	10^9	$3,4 \times 10^7$	$4,3 \times 10^8$	$2,6 \times 10^7$	$3,3 \times 10^8$	$5,0 \times 10^7$	$6,5 \times 10^8$
^{238}Pu	87,7	10^3	$2,6 \times 10^1$	$3,7 \times 10^1$	$2,0 \times 10^1$	$2,9 \times 10^1$	$3,9 \times 10^1$	$5,6 \times 10^1$
^{90}Sr	28,6	10^5	$2,9 \times 10^3$	$8,5 \times 10^3$	$2,2 \times 10^3$	$6,5 \times 10^3$	$4,3 \times 10^3$	$1,3 \times 10^4$
^{241}Pu	14,4	10^5	$8,6 \times 10^2$	$8,8 \times 10^2$	$6,6 \times 10^2$	$6,8 \times 10^2$	$1,3 \times 10^3$	$1,3 \times 10^3$

Удельная активность остальных радионуклидов меньше ПЗУА в отходах для отнесения их к РАО, но в тоже время больше ДУА_{ни}. А это значит, что они должны иметь статус «промышленные отходы, содержащие техногенные радионуклиды», при обращении с которыми совсем другие требования. Но это только в том случае, если эти отходы не будут переработаны дальше методом сжигания. Так как в этом случае, они могут перейти в статус РАО.

6.3 ДОЛГОВРЕМЕННОЕ ХРАНЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ПРИПОВЕРХНОСТНЫХ ПУНКТАХ ХРАНЕНИЯ, РАЗМЕЩАЕМЫХ НА ГЛУБИНЕ ДО 100 МЕТРОВ

В рамках этого исследования определили удельную активность для отдельных радионуклидов в РАО на стадии сбора и формирования упаковок, в зависимости от морфологического состава РАО, которые имеют срок потенциальной радиационной опасности от 50 до 300 лет.

6.3.1 Критерии приемлемости по удельной активности радиоактивных отходов для долговременного хранения на глубине до 100 метров

Для размещения РАО для долговременного хранения в ПХ РАО отходов, размещаемых на глубине до 100 метров, установлены сроки сохранения

изолирующей способности для упаковок РАО до 300 лет, следовательно, размещаться отходы должны в контейнерах, удовлетворяющих этому требованию. Контейнеры с РАО, которые размещают на долговременное хранение, должны сохранять изолирующую способность до 300 лет. Этому требованию удовлетворяют контейнеры типа НЗК.

Критерии приемлемости для отдельных радионуклидов в РАО, направляемых на долговременное хранение сроком от 50 до 300 лет, представлены в таблице 6.9.

Таблица 6.9 – Критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов в кондиционированных РАО, направляемых на долговременное хранение на глубине до 100 метров, сроком от 50 до 300 лет, в контейнерах типа НЗК

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	А, Бк/кг	
			от	до
^{60}Co	5,27	10^4	$7,2 \times 10^6$	$1,4 \times 10^{21}$
^{137}Cs	30,1	10^4	$3,2 \times 10^4$	$1,0 \times 10^7$
^3H	12,2	10^9	$1,7 \times 10^{10}$	$2,5 \times 10^{16}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$1,5 \times 10^3$	$1,1 \times 10^4$
^{226}Ra	$1,6 \times 10^3$	10^4	$1,0 \times 10^4$	$1,1 \times 10^4$
^{90}Sr	28,6	10^5	$3,4 \times 10^5$	$1,4 \times 10^8$
^{241}Pu	14,4	10^5	$3,5 \times 10^4$	$4,5 \times 10^4$

Анализ таблицы 6.9 показывает, что РАО, которые удовлетворяют критериям приемлемости по удельной активности радионуклидов для долговременного хранения сроком от 50 до 300 лет, относятся к 2, 3 и 4 классам удаляемых РАО и к группам $T_{\text{ппо}}$ от 2 до 5.

Анализ таблицы 6.9 показывает, что РАО, содержащие ^{241}Pu с активностью меньше своего МЗУА, не должны направляться на долговременное хранение. Но в работе раньше выявили, что в процессе хранения накопится ^{241}Am , который будет представлять радиационную опасность в интервале от 50 до 300 лет. Поэтому эти отходы должны быть собраны, как РАО.

Технологическая схема обращения с РАО, размещаемыми на долговременное хранение в пунктах приповерхностного захоронения, представлена на рисунке 6.3.

Для всей технологической цепочки от этапа сбора, до этапа размещения на долговременное хранение сроком от 50 до 300 лет провели количественные оценки изменения удельной активности для разных морфологических составов РАО, для основных 4 технологических переделах, представленных на рисунке 6.3: прессование, сжигание и последующее цементирование, фрагментация, контейнеризация без переработки.

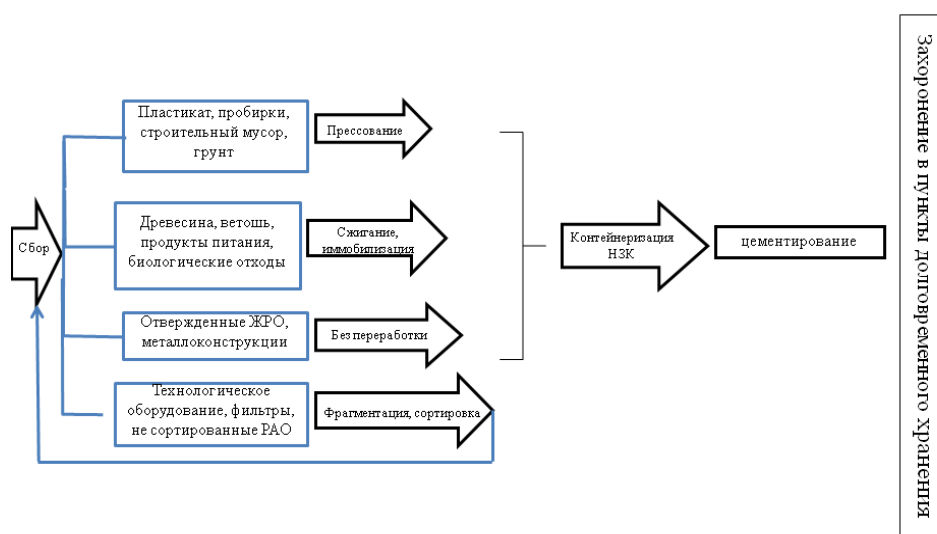


Рисунок 6.3 – Технологическая схема обращения с РАО от этапа сбора до этапа размещения на долговременное хранение, в приповерхностные пункты на глубину до 100 метров, сроком от 50 до 300 лет

После фрагментирования такие отходы как технологическое оборудование, фильтры сортируют на горючие составляющие, направляемые на сжигание и негорючие составляющие, направляемые на прессование, или труднопрессуемые отходы, для последующего цементирования и контейнеризации. Для снижения объёмов РАО при хранении после фрагментации производят сортировку по удельной активности РАО.

В таблице 6.10 приведены результаты расчёта удельной активности для формирования промежуточных упаковок, направляемых на цементирование.

Таблица 6.10 – Критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов для формирования промежуточных упаковок, направляемых на цементирование

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	А, Бк/кг	
			от	до
^{60}Co	5,27	10^4	$1,1 \times 10^7$	$2,1 \times 10^{21}$
^{137}Cs	30,1	10^4	$4,8 \times 10^4$	$1,5 \times 10^7$
^3H	12,2	10^9	$2,6 \times 10^{10}$	$3,8 \times 10^{16}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$2,2 \times 10^3$	$1,6 \times 10^4$
^{226}Ra	$1,6 \times 10^3$	10^4	$1,6 \times 10^4$	$1,7 \times 10^4$
^{90}Sr	28,6	10^5	$5,1 \times 10^5$	$2,2 \times 10^8$
^{241}Pu	14,4	10^5	$5,3 \times 10^4$	$6,8 \times 10^4$

Анализ таблицы 6.10 показывает, что удовлетворяют критериям приемлемости промежуточные формы РАО, направляемые на цементирование, предназначенные для долговременного хранения, относящиеся к 2,3,4 классам удаляемых РАО.

Далее подробно рассмотрим критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов, которые необходимо соблюдать при формировании первичных упаковок на стадии сбора, в зависимости от морфологического состава РАО, для разных технологических вариантов исполнения иммобилизации.

6.3.2 Критерии приемлемости для первичных упаковок на стадии сбора по удельной активности радиоактивных отходов, для иммобилизации по технологии прессования

Исходя из требований таблицы 6.10, в работе сформировали критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов на стадии сбора первичных упаковок РАО, которые будут иммобилизованы в дальнейшем по технологии прессования.

Уменьшение удельной активности РАО на этапе прессования происходит из-за того, что контейнер, в котором прессуются РАО, становится частью отходов.

Критерии приемлемости при формировании упаковок на стадии сбора, которые в дальнейшем будут переработаны по технологии прессования, приведены в таблице 6.11.

Таблица 6.11 – Критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов первичных упаковок на стадии сбора, при использовании технологии прессования

Нуклид	T _{1/2} , года	МЗУА, Бк/кг	Стекло, пластик (Км=0,45)		Грунт (Км=0,55)		Строительный мусор (Км=0,58)	
			А, Бк/кг		А, Бк/кг		А, Бк/кг	
			от	до	от	до	от	до
⁶⁰ Co	5,27	10 ⁴	2,4×10 ⁷	4,5×10 ²¹	2,0×10 ⁷	3,8×10 ²¹	1,9×10 ⁷	3,8×10 ²¹
¹³⁷ Cs	30,1	10 ⁴	1,1×10 ⁵	3,4×10 ⁷	8,7×10 ⁴	2,8×10 ⁷	8,3×10 ⁴	2,7×10 ⁷
³ H	12,2	10 ⁹	5,8×10 ¹⁰	8,5×10 ¹⁶	4,7×10 ¹⁰	6,9×10 ¹⁶	4,5×10 ¹⁰	6,9×10 ¹⁶
²³⁸ Pu	87,7	10 ³	4,9×10 ³	3,6×10 ⁴	4,1×10 ³	2,9×10 ⁴	3,9×10 ³	2,9×10 ⁴
⁹⁰ Sr	28,6	10 ⁵	3,4×10 ⁴	3,9×10 ⁴	2,8×10 ⁴	3,1×10 ⁴	2,7×10 ⁴	3,1×10 ⁴
²⁴¹ Pu	14,4	10 ⁵	1,1×10 ⁶	4,9×10 ⁸	9,3×10 ⁵	3,9×10 ⁸	8,8×10 ⁵	3,9×10 ⁸

Анализ таблицы 6.11 показывает, что на прессование с последующим цементированием спрессованных брикетов в контейнерах типа НЗК и размещением на срок от 50 до 300 лет на стадии сбора должны собираться отходы, относящиеся к 2-му, 3-му и 4-му классам удаляемых РАО. Чаще всего, в рассматриваемых отходах, 2 класс РАО определяет ⁶⁰Co, а 3 класс определяет в основном ⁹⁰Sr.

6.3.3 Критерии приемлемости первичных упаковок на стадии сбора радиоактивных отходов по удельной активности для иммобилизации по технологии сжигания

В работе сформировали критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов на стадии сбора первичных упаковок РАО, которые будут иммобилизованы в дальнейшем по технологии сжигания. Отходы в виде золы и сажи далее размещают в промежуточные упаковки контейнеры типа КМГ и цементируются, эти контейнеры должны соответствовать критериям приемлемости для этой стадии обращения, представленных в таблице 5.10.

Затем промежуточные упаковки отправляются на повторное цементирование в НЗК. Км, в этом случае, соответствует 0,62. Удельная активность промежуточных упаковок при использовании технологии сжигания представлена в таблице 6.12.

Таблица 6.12 – Критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов в золе и саже, направляемой на цементирование в КМГ, для долговременного хранения

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	А, Бк/кг	
			от	от
^{60}Co	5,27	10^4	$1,7 \times 10^7$	$3,3 \times 10^{21}$
^{137}Cs	30,1	10^4	$7,3 \times 10^4$	$2,4 \times 10^7$
^3H	12,2	10^9	$3,9 \times 10^{10}$	$6,2 \times 10^{16}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$3,4 \times 10^3$	$2,6 \times 10^4$
^{226}Ra	$1,6 \times 10^3$	10^4	$2,3 \times 10^4$	$2,8 \times 10^4$
^{90}Sr	28,6	10^5	$7,7 \times 10^5$	$3,5 \times 10^8$
^{241}Pu	14,4	10^5	$8,0 \times 10^4$	$1,1 \times 10^5$

Проведем расчет удельной активности отходов на стадии сбора, учитывая морфологический состав отходов. Критерии приемлемости на стадии сбора при формировании упаковок, в зависимости от морфологического состава, для использования технологии сжигания приведены в таблице 6.13.

Таблица 6.13 – Критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов для долговременного хранения отходов на стадии сбора первичных упаковок, в зависимости от морфологического состава, которые будут переработаны по технологии сжигания

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	Древесина (Км=60)		Бумага, ветошь (Км=80)		Продукты питания, биологические ТРО (Км=40)	
			А, Бк/кг		А, Бк/кг		А, Бк/кг	
			от	до	от	до	от	до
^{60}Co	5,27	10^4	$2,8 \times 10^5$	$5,5 \times 10^{19}$	$2,1 \times 10^5$	$4,2 \times 10^{19}$	$4,1 \times 10^5$	$8,3 \times 10^{19}$
^{137}Cs	30,1	10^4	$1,2 \times 10^3$	$4,07 \times 10^5$	$9,2 \times 10^2$	$3,1 \times 10^5$	$1,8 \times 10^3$	$6,1 \times 10^5$
^3H	12,2	10^9	$6,5 \times 10^8$	$1,0 \times 10^{15}$	$4,9 \times 10^8$	$7,8 \times 10^{14}$	$9,8 \times 10^8$	$1,5 \times 10^{15}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$5,6 \times 10^1$	$4,4 \times 10^2$	$4,3 \times 10^1$	$3,3 \times 10^2$	$8,5 \times 10^1$	$6,5 \times 10^2$
^{90}Sr	28,6	10^5	$2,9 \times 10^2$	$4,6 \times 10^2$	$2,9 \times 10^2$	$3,5 \times 10^2$	$5,9 \times 10^2$	$6,9 \times 10^2$
^{241}Pu	14,4	10^5	$1,3 \times 10^4$	$5,8 \times 10^6$	$9,8 \times 10^3$	$4,5 \times 10^6$	$1,9 \times 10^4$	$8,8 \times 10^6$

6.4 ЗАХОРОНЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА СРОК БОЛЕЕ 300 ЛЕТ БЕЗ НАМЕРЕНИЯ ИЗЪЯТИЯ

В работе выявили и оценили удельную активность радионуклидов, которые будут представлять радиационную опасность на срок более 300 лет. Для

захоронения в пунктах глубинного захоронения установлены сроки сохранения изолирующей способности для упаковок РАО 1000 лет. Контейнеры, в которые будут помещены кондиционированные РАО, должны сохранять защитные свойства на этот срок. Для захоронения могут быть использованы контейнеры типа НЗК.

6.4.1 Критерии приемлемости по удельной активности радиоактивных отходов для захоронения

Технологические схемы для иммобилизации РАО, предназначенных для глубинного захоронения, принципиально ничем не отличаются от схем подготовки отходов к размещению в приповерхностных пунктах захоронения на глубине до 100 метров. РАО, у которых удельные активности превышают критерии приемлемости, приведенные в пункте 6.3., направляются для долговременного хранения на срок более 300 лет

Критерии приемлемости по удельной активности РАО в упаковках после иммобилизации, предназначенных для захоронения, представлены в таблице 6.14. Анализ таблицы 6.14 показывает, что РАО соответствуют критериям приемлемости для захоронения, относятся к 2, 3, 4 классам РАО, к 1 группы $T_{\text{ппо}}$ РАО. Несмотря на то, что активность ^{241}Pu меньше своего МЗУА на стадии сбора, в процессе хранения накопится ^{241}Am , который будет представлять радиационную опасность более 300 лет.

Таблица 6.14 – Критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов в кондиционированных РАО, направляемых на захоронение в пункты глубинного захоронения без намерения изъятия на срок более 300 лет

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	A, более Бк/кг
^{60}Co	5,27	10^4	$1,4 \times 10^{21}$
^{137}Cs	30,1	10^4	$1,0 \times 10^7$
^3H	12,2	10^9	$2,5 \times 10^{16}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$1,1 \times 10^4$
^{239}Pu	$2,4 \times 10^4$	10^3	$1,0 \times 10^3$
^{226}Ra	$1,6 \times 10^3$	10^4	$1,1 \times 10^4$
^{90}Sr	28,6	10^5	$1,4 \times 10^8$
^{241}Pu	14,4	10^5	$4,5 \times 10^4$

Рассмотрим все 4 варианта реализации технологической схемы обращения с РАО, от стадии сбора до стадии захоронения. Схема представлена на рисунке 6.4

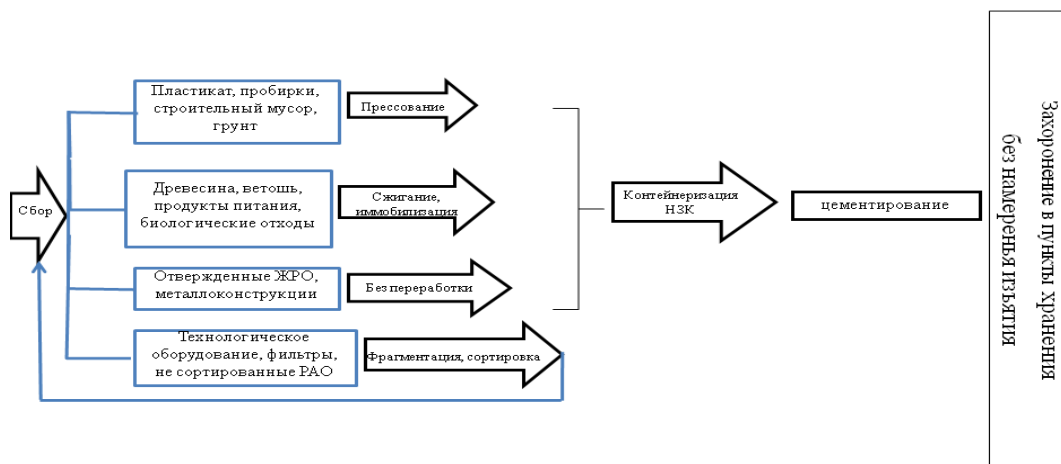


Рисунок 6.4 – Технологическая схема обращения с РАО, направляемых на захоронение без намерения изъятия РАО, на срок более 300 лет

На схеме 6.4 видно, что иммобилизация РАО проходит по одной из технологий: прессование, сжигание, фрагментация, контейнеризация без переработки. Провели оценку удельной активности продуктов переработки РАО, направляемых на цементирование, результаты представлены в таблице 6.15.

Таблица 6.15 – Удельная активность радионуклидов в продуктах переработки РАО, направляемых на цементирование в НЗК, для захоронения без намерения изъятия РАО на срок более 300 лет

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	A, более Бк/кг
^{60}Co	5,27	10^4	$2,1 \times 10^{21}$
^{137}Cs	30,1	10^4	$1,5 \times 10^7$
^3H	12,2	10^9	$3,8 \times 10^{16}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$1,6 \times 10^4$
^{239}Pu	$2,4 \times 10^4$	10^3	$1,1 \times 10^3$
^{226}Ra	$1,6 \times 10^3$	10^4	$1,7 \times 10^4$
^{90}Sr	28,6	10^5	$2,2 \times 10^8$
^{241}Pu	14,4	10^5	$6,8 \times 10^4$

6.4.2 Критерии приемлемости первичных упаковок на стадии сбора по удельной активности для иммобилизации по технологии прессования

Самое главное разработать требования по удельной активности РАО на стадии сбора первичных упаковок, в паспорте которых должны быть сразу

указаны и способ переработки, и способ утилизации. В таблице 6.16 представлены требования по формированию первичных упаковок в зависимости от морфологического состава, направляемых на прессование.

Таблица 6.16 – Критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов при формировании первичных упаковок на стадии сбора для захоронения на срок более 300 лет, направляемых на прессование, в зависимости от морфологического состава

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	А, более Бк/кг		
			Строительный мусор, пластикат ($K_m=0,58$)	Стекло ($K_m=0,45$)	Почва ($K_m=0,55$)
^{137}Cs	30,1	10^4	$2,8 \times 10^7$	$3,4 \times 10^7$	$2,7 \times 10^7$
^3H	12,2	10^9	$6,9 \times 10^{16}$	$8,5 \times 10^{16}$	$6,9 \times 10^{16}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$3,0 \times 10^4$	$3,6 \times 10^4$	$2,9 \times 10^4$
^{226}Ra	$1,6 \times 10^3$	10^4	$3,1 \times 10^4$	$3,8 \times 10^4$	$3,1 \times 10^4$
^{90}Sr	28,6	10^5	$3,9 \times 10^8$	$4,8 \times 10^8$	$3,9 \times 10^8$
^{241}Pu	14,4	10^5	$1,2 \times 10^5$	$1,5 \times 10^5$	$1,2 \times 10^5$

6.4.3 Критерии приемлемости для первичных упаковок на стадии сбора по удельной активности для иммобилизации по технологии сжигания

В таблице 6.17 представлены требования по удельной активности РАО на стадии сбора первичных упаковок, в паспорте которых должен быть сразу указан способ переработки методом сжигания.

Из таблицы 6.17 видно, что отходы, загрязненные ^{226}Ra на стадии сбора являются промышленными отходами, загрязненными техногенными радионуклидами, но из-за изменения удельной активности отходов в процессе кондиционирования, отходы увеличат удельную активность до показателей, при которых будут представлять потенциальную радиационную опасность на срок более 300 лет.

Таблица 6.17 Критерии приемлемости по удельной активности радионуклидов в первичных упаковках на стадии сбора при формировании упаковок, направляемых на сжигание и далее на захоронение на срок более 300 лет

Нуклид	$T_{1/2}$, года	МЗУА, Бк/кг	А, более Бк/кг		
			Бумага, ветошь ($K_M=78,6$)	Древесина ($K_M=60$)	Продукты питания, биологические отходы ($K_M=40$)
^{60}Co	5,27	10^4	$4,2 \times 10^{19}$	$5,5 \times 10^{19}$	$8,3 \times 10^{19}$
^{137}Cs	30,1	10^4	$3,1 \times 10^5$	$4,1 \times 10^5$	$6,1 \times 10^5$
^3H	12,2	10^9	$7,8 \times 10^{14}$	$1,0 \times 10^{15}$	$1,5 \times 10^{15}$
^{238}Pu	87,7	10^3	$3,3 \times 10^2$	$4,4 \times 10^2$	$6,5 \times 10^2$
^{226}Ra	$1,6 \times 10^3$	10^4	$3,5 \times 10^2$	$4,6 \times 10^2$	$6,9 \times 10^2$
^{90}Sr	28,6	10^5	$4,5 \times 10^6$	$5,8 \times 10^6$	$8,8 \times 10^6$
^{241}Pu	14,4	10^5	$1,4 \times 10^3$	$1,8 \times 10^3$	$2,8 \times 10^3$

Анализ полученных данных по удельной активности первичных упаковок на стадии сбора показал сложности, связанные с изменением удельной активности при переработке. Эти моменты являются очень важными для всей технологии утилизации отходов.

В работе использовали реальные характеристики исходных упаковок РАО. Анализ полученных данных показал, что часть отходов реально не является РАО. Достаточно большой части отходов можно было бы придать статус «промышленные отходы, содержащие техногенные радионуклиды», при обращении с которыми совсем другие требования. Часть отходов на стадии сбора не являются РАО, но при переработке при существенном сокращении объема, станут РАО. Часть отходов на стадии сбора не являются РАО, но перейдут в этот разряд через определенное время из-за накопления дочерних радионуклидов.

Чтобы учесть все эти нюансы, далее предложили в работе рассмотреть унифицированные технологические схемы утилизации радиоактивных отходов.

6.5 УНИФИЦИРОВАННЫЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ СХЕМЫ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Проведённые исследования показали, что способ окончательной утилизации зависит от удельной активности конечного продукта и срока сохранения $T_{\text{ппп}}$ РАО, с учетом накопления дочерних радионуклидов. И, соответственно, на стадии сбора первичной упаковки необходимо прогнозировать изменение удельной активности на всех технологических переделах до этапа размещения в хранилище. Промежуточные упаковки РАО, которые будут формироваться на разных технологических этапах, которые будут размещаться в окончательную упаковку, должны удовлетворять критериям приемлемости на соответствующий способ захоронения.

Окончательные упаковки РАО, исходя из удельной активности конечного продукта и расчётного срока сохранения $T_{\text{ппп}}$ РАО, с учётом накопления дочерних радионуклидов, будут размещаться в соответствующее хранилище.

Как было показано в разделах 6.1 – 6.4 технологические переделы в зависимости от срока изоляции РАО отличаются.

При формировании технологических схем в разделах 6.1 – 6.4 реальную удельную активность РАО сопоставили с МЗУА радионуклидов и с критериями приемлемости для каждого способа утилизации. В результате выявили предельные значения по удельной активности для каждого способа захоронения на стадии сбора. Эти исследования позволили учесть все нюансы при формировании исходных упаковок, которые не очевидны на стадии сбора.

В рамках работы выявлены диапазоны удельных активностей, при которых отходы на стадии сбора не соответствовали критериям приемлемости ни для временного хранения, ни для долговременного хранения. Это связано с тем, что при долговременном хранении, иммобилизация является обязательным технологическим переделом, а для временного хранения допускается размещать РАО в ПХ РАО и без иммобилизации. Проведен расчет критериев приемлемости для временного хранения, с обязательной иммобилизацией РАО.

На рисунках 6.5 – 6.9, представленных ниже, рассмотрены все технологические схемы. Движение РАО по технологическим переделам разделили условно на четыре группы движения РАО с удельной активностью радионуклидов: зелёный цвет – для промежуточного хранения; желтый цвет – для временного хранения, желтый* – для временного хранения с предварительной иммобилизацией отходов; красный цвет – для долговременного хранения; синий цвет – для окончательного захоронения.

6.5.1 Технологические схемы для сжигаемых радиоактивных отходов для всех этапов обращения, ориентированные на срок изоляции

В связи с тем, что при сжигании отходов активность концентрируется в маленьком объёме с небольшой массой, поэтому на стадии сбора это необходимо учитывать.

Из пункта 6.2.5 таблицы 6.8 следует, чтобы отходы соответствовали критериям приемлемости для временного хранения, удельная активность на стадии сбора для ^{90}Sr должна быть в интервале от 3×10^3 Бк/кг до 9×10^3 Бк/кг, для ^{137}Cs 3×10^2 – 8×10^2 Бк/кг. Это значение существенно ниже МЗУА для этих радионуклидов, и при сборе отходов для сжигания, они не относятся к РАО практически для всех радионуклидов, за исключением ^{60}Co .

Соответственно, отходы с удельной активностью ^{60}Co 1×10^4 – 2×10^5 Бк/кг соответствуют критериям приемлемости на стадии сбора для горючих отходов, предназначенных для временного хранения. Однако если эти отходы выдержать (промежуточное хранение) в течение 5 лет, то их активность снизится до МЗУА, и получается, что этот вариант экономически более выгодный, и внесен в технологическую схему.

Также проведём анализ критериев приемлемости для долговременного хранения.

Для долговременного хранения нижняя граница на стадии сбора для ^{60}Co соответствует 3×10^5 Бк/кг, а верхний критерий для промежуточного хранения 2×10^5 Бк/кг. РАО с удельной активностью по ^{60}Co от 2×10^5 Бк/кг до 3×10^5 Бк/кг

соответствует критериям приемлемости для временного хранения в контейнерах типа КРАД или КМЗ.

На стадии сбора удельная активность для ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{226}Ra ниже МЗУА данных радионуклидов и они не относятся к РАО. Но если их сожгут в общепромышленных печах, как обычные отходы, то они перейдут в разряд РАО, предназначенные для захоронения на срок более 300 лет.

Технологическая схема для сжигаемых РАО, ориентированная на вид изоляции, в зависимости от исходной удельной активности РАО и срока сохранения потенциальной опасности РАО, представлена на рисунке 6.5.

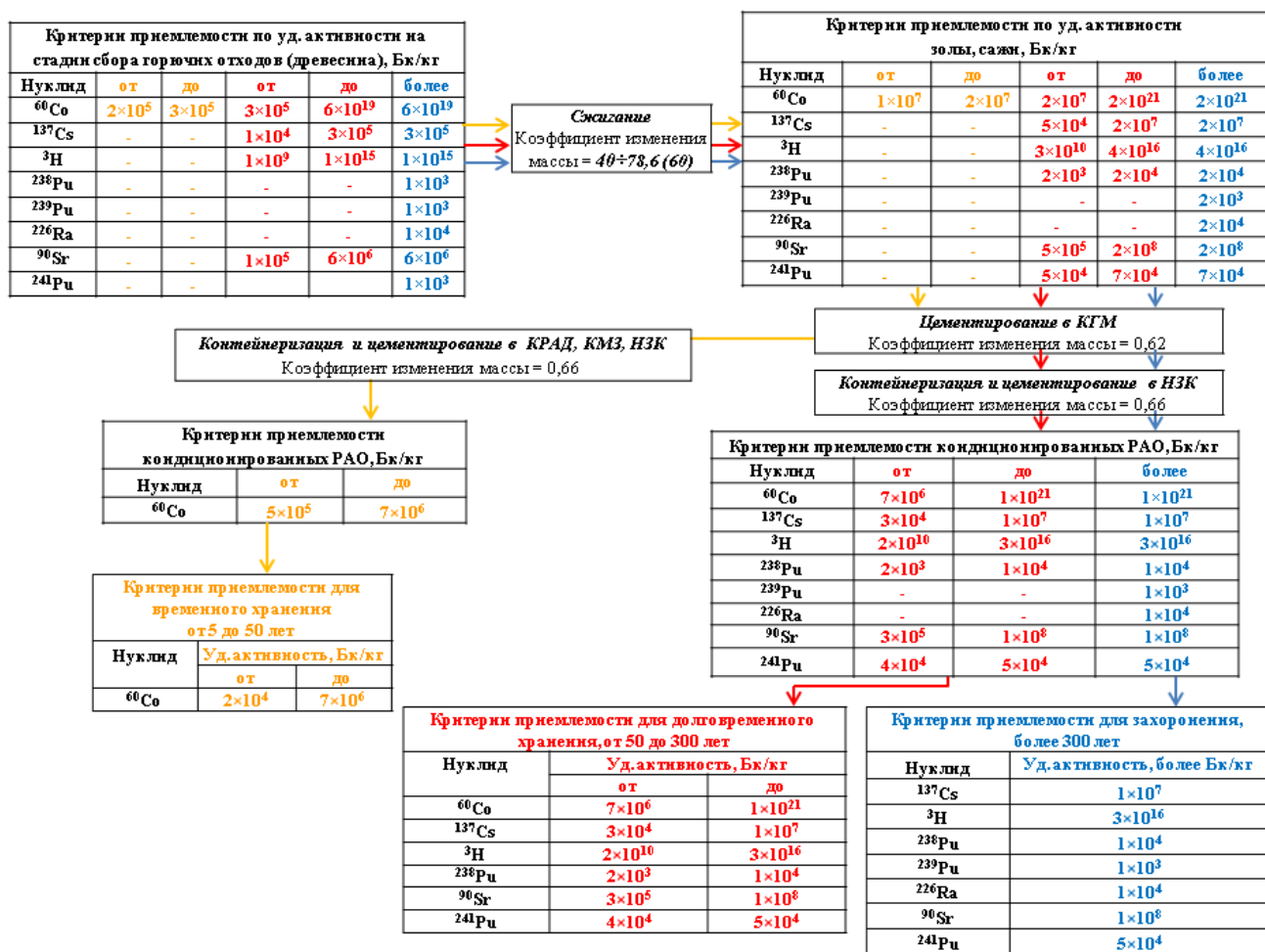


Рисунок 6.5 – Технологическая схема для сжигаемых РАО, ориентированная на срок изоляции

желтый цвет – РАО с удельной активностью радионуклидов для временного хранения, **красный цвет** – для долговременного хранения, **синий цвет** – для окончательного захоронения

6.5.2 Технологическая схема для прессуемых радиоактивных отходов, для всех этапов обращения, ориентированная на срок изоляции

Прессование РАО ведёт к увеличению массы спрессованных брикетов вследствие того, что упаковка становится частью РАО. Поскольку спрессованные РАО, предназначенные для длительного хранения, проходят еще одну технологическую операцию переработки, а именно цементирование, критерии приемлемости меняются.

В пункте 6.2.4 таблица 6.6 представлены критерии приемлемости для временного хранения. Сопоставив критерии приемлемости прессуемых отходов с МЗУА радионуклидов и с критериями приемлемости для промежуточного хранения, представленные в пункте 6.1 таблица 6.2, определяем нижние предельные значения для временного хранения прессуемых отходов на стадии сбора. В качестве верхнего предельного значения для временного хранения на стадии сбора используем критерии приемлемости, представленные в таблице 6.6.

Провели дополнительные исследования и получили, что критерии приемлемости для временного хранения с предварительным цементированием составляют следующие значения: ^{60}Co $7 \times 10^6 - 2 \times 10^7$ Бк/кг, ^{137}Cs $3 \times 10^4 - 8 \times 10^4$ Бк/кг, ^3H $2 \times 10^{10} - 5 \times 10^{10}$ Бк/кг, ^{90}Sr $3 \times 10^5 - 9 \times 10^5$ Бк/кг, ^{241}Pu $6 \times 10^4 - 9 \times 10^4$ Бк/кг.

Спрессованные брикеты направляются на цементирование, критерии спрессованных брикетов направляемых на цементирование для длительного хранения представлены таблице 6.10, для захоронения в таблице 6.15.

Критерии приемлемости для прессуемых на стадии сбора предназначенных для длительного хранения РАО представлены в таблице 6.11, для захоронения в таблице 6.16.

Общая технологическая схема для прессуемых РАО в зависимости от удельной активности РАО и срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО представлена на рисунке 6.6. Предельные значения удельной активности, удовлетворяющие критериям приемлемости для временного хранения, с обязательным цементированием отмечены *.

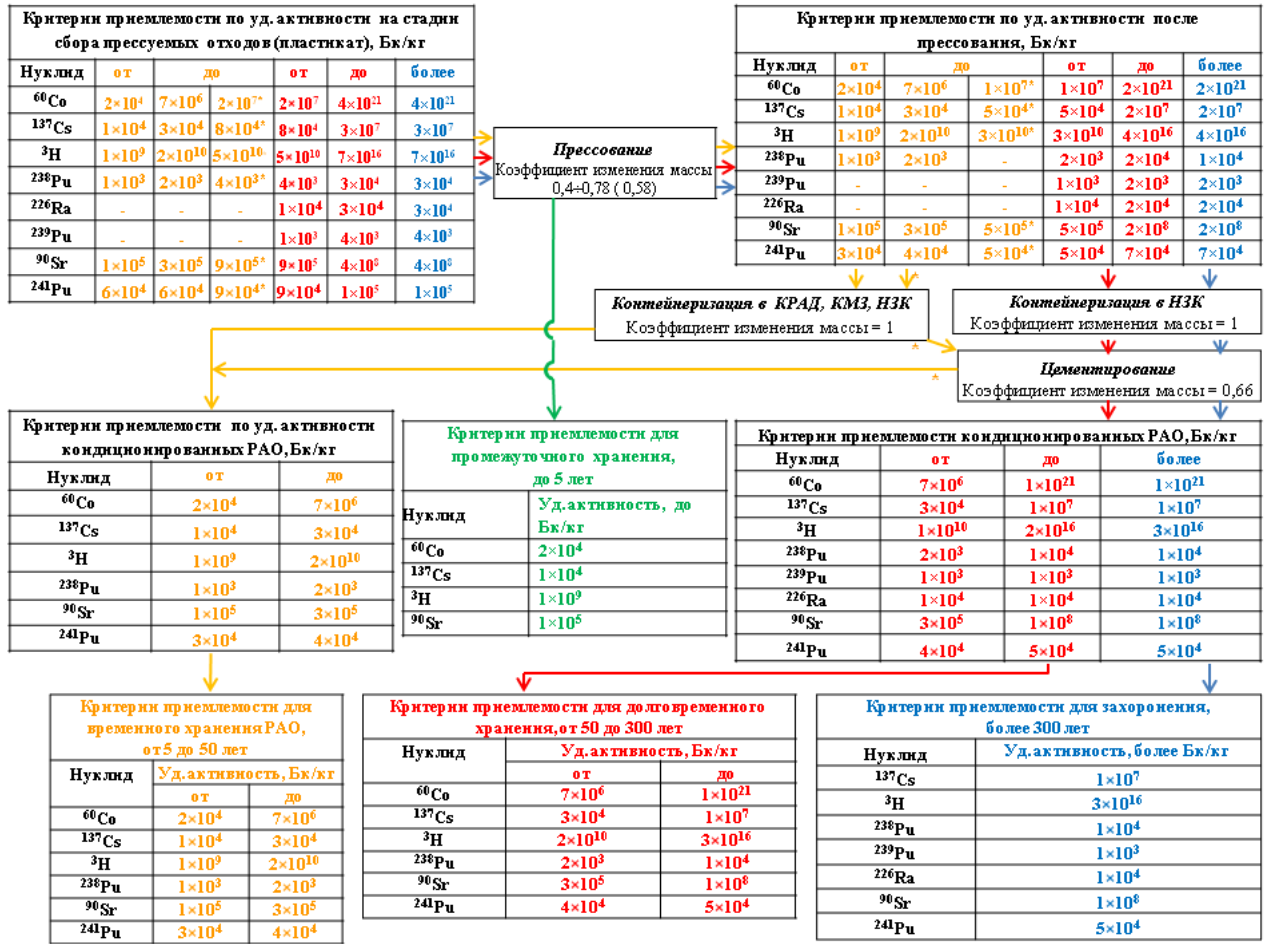


Рисунок 6.6 – Технологическая схема для прессуемых РАО, ориентированная на срок изоляции

желтый цвет – РАО с удельной активностью радионуклидов, направляемых на временное хранение, **красный цвет** – на долговременное хранение, **синий цвет** – на окончательное захоронение, **зеленый цвет** – на промежуточное хранение

6.5.3 Технологические схемы обращения с радиоактивными отходами без переработки для всех этапах обращения, ориентированных на срок изоляции

Выбор технологической схемы обращения с РАО без переработки, заключается в размещении отходов в контейнеры, которые обеспечат необходимый уровень безопасности на протяжении срока необходимой изоляции РАО.

Если отходы соответствуют критериям приемлемости для промежуточного хранения, представленные в таблице 6.2, то они должны выдерживаться до

снижения удельной активности до показателей, когда их можно вывести из-под регулирующего контроля.

Если удельная активность РАО соответствует критериям приемлемости для временного хранения, представленные в таблице 6.4, то контейнеры типа КРАД, КМЗ и КМЗ, обеспечат необходимый уровень безопасности на протяжении 50 лет. Эти отходы соответствуют критериям приемлемости для временного хранения.

Остальные отходы необходимо иммобилизовать. В ходе исследования определили критерии приемлемости РАО по удельной активности, направляемые на цементирование, с последующим размещением в контейнеры на временное хранение: ^{60}Co $7 \times 10^6 - 1 \times 10^7$ Бк/кг; ^{137}Cs $3 \times 10^4 - 5 \times 10^4$ Бк/кг; ^3H $2 \times 10^{10} - 3 \times 10^{10}$ Бк/кг; ^{90}Sr $3 \times 10^5 - 5 \times 10^5$ Бк/кг; ^{241}Pu $4 \times 10^4 - 5 \times 10^4$ Бк/кг.

Критерии приемлемости РАО, направляемых на цементирование с последующим размещением на долговременное хранение, представлены в таблице 6.10, на захоронение представлены в таблице 6.15.

Технологическая схема для негорючих и труднопрессуемых РАО, ориентированная на срок изоляции, в зависимости от удельной активности РАО и срока сохранения потенциальной опасности РАО представлена на рисунке 6.7. Предельные значения удельной активности, удовлетворяющие критериям приемлемости для временного хранения, с обязательным цементированием отмечены *.

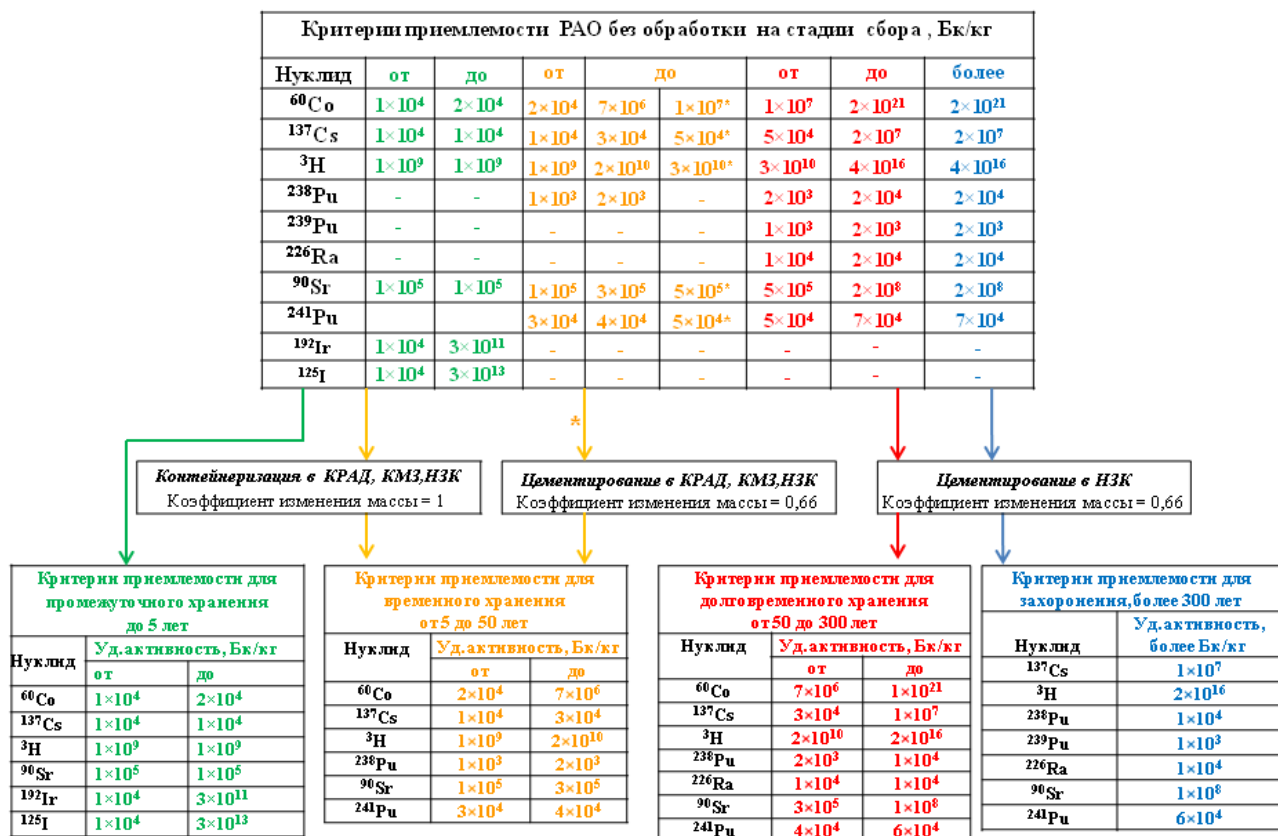


Рисунок 6.7 – Технологическая схема для не перерабатываемых РАО, ориентированная на срок изоляции

желтый цвет – РАО с удельной активностью радионуклидов, направляемых на временное хранение, **красный цвет** – на долговременное хранение, **синий цвет** – на окончательное захоронение, **зеленый цвет** – на промежуточное хранение

6.5.4 Технологические схемы для фрагментируемых радиоактивных отходов для всех этапах обращения, ориентированных на срок изоляции

При обращении с РАО, представленное технологическим оборудованием, фильтрами и др., применяется технологическая операция фрагментирования с последующей сортировкой. В результате формируются промежуточные упаковки, которые, в зависимости от морфологического состава и срока изоляции РАО, направляются на технологическую схему утилизации РАО, представленную на рисунке 6.8.

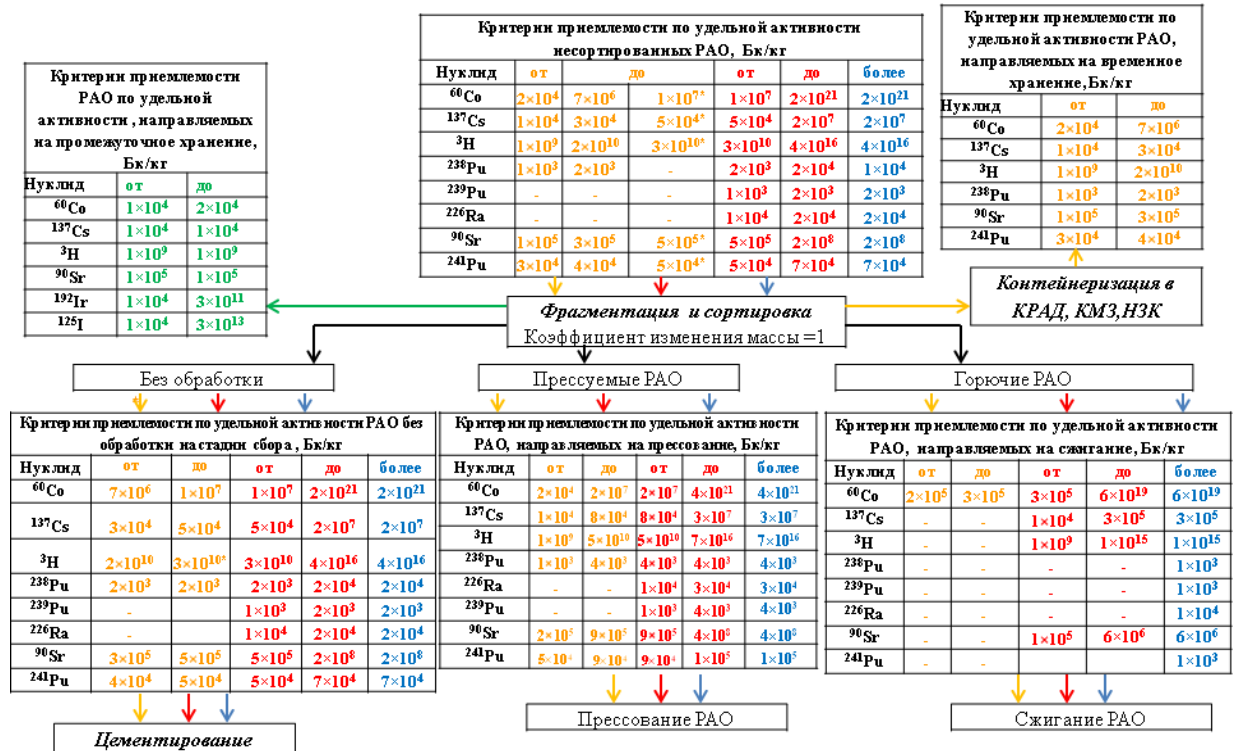


Рисунок 6.8 – Технологическая схема для фрагментируемых РАО, ориентированная на срок изоляции

желтый цвет – РАО с удельной активностью радионуклидов, направляемых на временное хранение, **красный цвет** – на долговременное хранение, **синий цвет** – на окончательное захоронение, **зеленый цвет** – на промежуточное хранение

6.6 КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ ДЛЯ УНИФИЦИРОВАННЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СХЕМ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

При формировании кондиционированных форм РАО в контейнер могут размещать отходы после различных технологических схем утилизации РАО в зависимости от критериев приемлемости. Технологические схемы для утилизации РАО основываются на применении логистических приёмов разделения потоков РАО в зависимости от срока изоляции кондиционированных РАО.

В работе разработали основные критерии приемлемости для каждого способа кондиционирования РАО. Эти критерии ориентированы на окончательный способ утилизации и зависят от: срока сохранения потенциальной

радиационной опасности РАО, референтным показателем которого является $T_{\text{ппо}}$ РАО; морфологического состава; физико-химические свойств РАО и удельной активности. Критерии приемлемости для каждой технологической стадии и полученные технологические схемы приведены на рисунке 6.9.

Размещение в ПХ РАО кондиционированных форм РАО для каждого способа утилизации происходит в соответствии с удельной активностью. Поскольку практически на всех технологических стадиях происходят изменения массы и удельной активности, в работе провели их расчет на примере наиболее часто встречающихся радионуклидов в РАО, поступивших в ФГУП «РАДОН».

Определили: изменения массы РАО на технологических переделах для нескольких технологических схем обращения с РАО, в зависимости от исходного морфологического состава РАО; изменение удельной активности.

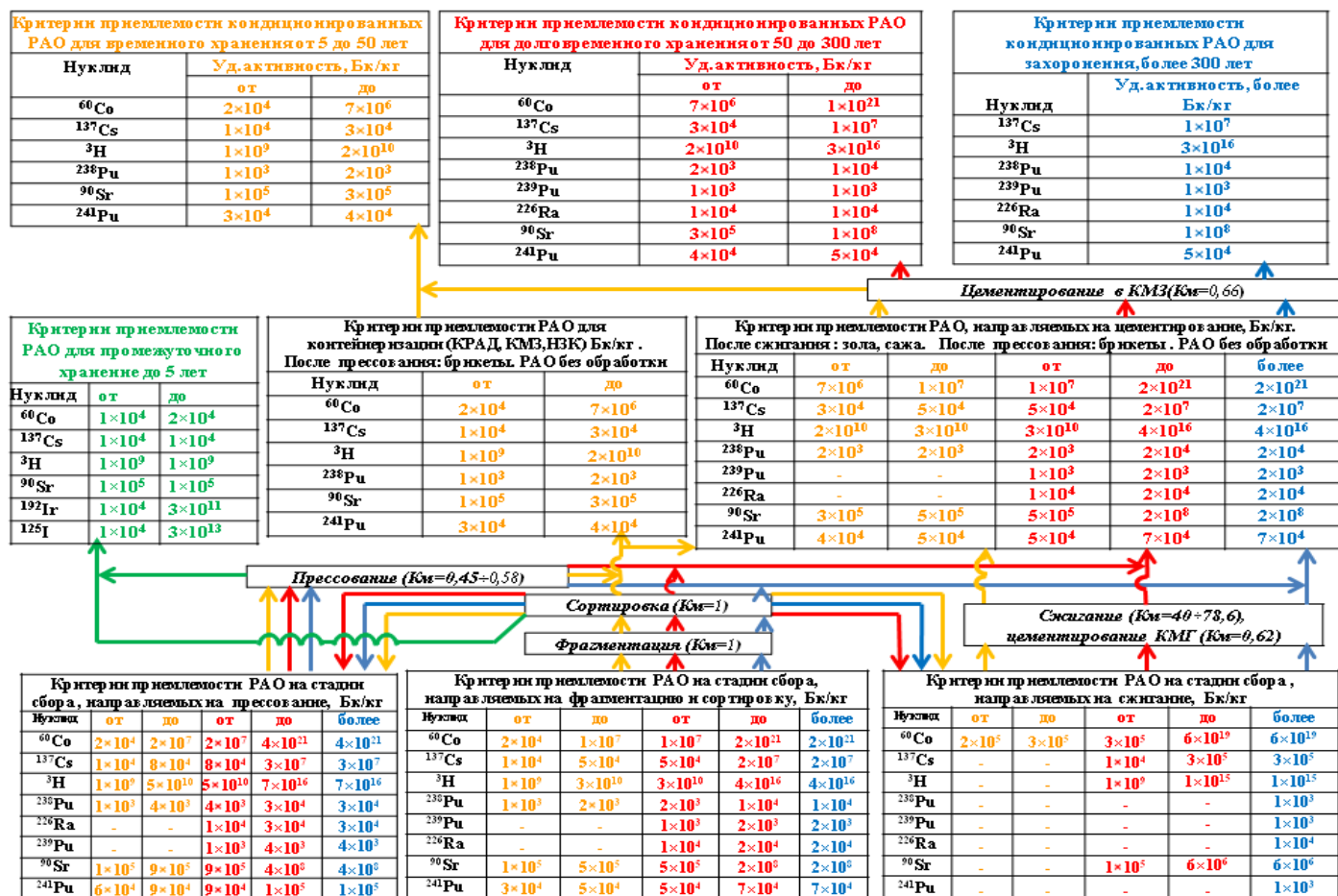


Рисунок 6.9 – Унифицированные технологические схемы обращения с РАО, в зависимости от срока изоляции

желтый цвет – РАО с удельной активностью радионуклидов, направляемых на временное хранение, **красный цвет** – на долговременное хранение, **синий цвет** – на окончательное захоронение, **зеленый цвет** – на промежуточное хранение

- прочерк – не отходы

6.7 ЭКОНОМИЧЕСКАЯ ЭФФЕКТИВНОСТЬ ПОДХОДОВ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ, В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ПЕРИОДА ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ

Сравнительная экономическая эффективность показывает, насколько подход обращения с РАО, учитывающий период потенциальной опасности эффективнее подхода обращения с РАО, который базируется на системе классификации удаляемых РАО. Сравнительная экономическая эффективность заключается в определении затрат финансовых средств по каждому варианту.

Стоимость обращения с РАО зависит от выбранной производственно-технологической цепочки. Производственно-технологические цепочки (ПТЦ) разработаны для всех типов РАО для основных этапов подготовки к утилизации: сбор, транспортировка, кондиционирование РАО, хранение или захоронение. Проведена оценка стоимости технологии обращения с РАО в зависимости от групп $T_{\text{ппо}}$. Оптимальная схема обращения с РАО в зависимости $T_{\text{ппо}}$ и формирования групп внутри классов состоит из следующих технологических операций:

8 группа – сбор, контейнеризация, паспортизация, выдержка РАО в месте образования или транспортировка в специализированные предприятия, входной контроль, выдержка РАО, вывод из-под регулирующего контроля по истечении $T_{\text{ппо}}$;

с 6 по 7 группы – сбор, контейнеризация, паспортизация, транспортировка, входной контроль, переработка, контейнеризация РАО, адресное размещение в ПХ РАО;

с 5 по 2 группы – сбор, контейнеризация, паспортизация, транспортировка, входной контроль, переработка, контейнеризация РАО, иммобилизация, адресное размещение в ПХ РАО;

1 группа $T_{\text{ппо}}$ – сбор, контейнеризация, паспортизация, транспортировка, входной контроль, переработка, контейнеризация РАО, иммобилизация, захоронение.

Для определения экономической эффективности подхода к обращению с РАО, в зависимости от $T_{\text{ппо}}$, необходимо:

1. Рассчитать удельную стоимость переработки на технологическом участке:

- определения объёмов, переработанных РАО;
- расчёта стоимости переработки данного объёма РАО.

2. Рассчитать удельную стоимость обращения с данными РАО в зависимости от $T_{\text{ппо}}$:

- определения $T_{\text{ппо}}$ упаковок РАО, поступивших на производственный участок;
- выбора ПТЦ, в зависимости от $T_{\text{ппо}}$;
- расчёта стоимости переработки данного объёма РАО в каждой ПТЦ.

3. Определить коэффициент экономической эффективности.

В данном разделе определили экономический эффект от обращения с прессуемыми РАО, переработанными в 2012, 2013 году.

Для сокращения объёма твёрдых негорючих радиоактивных отходов наиболее широко в мировой практике применяют метод прессования. С целью дальнейшего развития этого направления в технологии кондиционирования радиоактивных отходов в ФГУП «РАДОН» в 2000 году принята в опытно-промышленную эксплуатацию установка «Суперкомпактор». Основные операции технологического процесса суперкомпактирования ТРО:

- прессование твёрдых радиоактивных отходов в 100 литровых бочках;
- временное хранение переработанных ТРО в 200-т литровых бочках.

Конечными продуктами данного технологического процесса являются прессованные ТРО (брикеты), размещённые в 200-литровые бочки.

Независимо от $T_{\text{ппо}}$ РАО и выбранных схем обращения с РАО материальные затраты на на первых трех стадиях ПТЦ (сбор, контейнеризация, паспортизация) одинаковые. Экономический эффект появляется на последующих стадиях обращения с РАО.

В анализируемый период на установке переработано 215,06 м³ в 2012 году, в том числе 133,23 м³ РАО, поступивших от сторонних организаций; 73,38 м³ промежуточных РАО, прошедших технологическую операцию фрагментирования и 8,45 м³ эксплуатационных РАО, образовавшихся в результате обращения с РАО в других подразделениях предприятия. В 2013 году на установке переработано 154,99 м³, в том числе 105,77 м³ от сторонних организаций, 46,82 м³ промежуточных форм РАО и 2,4 м³ эксплуатационных форм РАО.

В результате прессования в 2012 году образовалось 387 двухсот литровых бочек объёмом 77,4 м³; в 2013 году – 201 двухсот литровая бочка объёмом 40,2 м³. Данные упаковки разместили в контейнеры КМЗ по 6 штук в каждый. В результате сформировали 65 КМЗ в 2012 году и 33 КМЗ в 2013 году. Данные упаковки зацементировали, их объём составил 263,25 м³ и 133,65 м³. Эти РАО относятся к 3 категории удаляемых РАО.

В результате эксплуатации установки образовались эксплуатационные РАО объёмами 4 м³ в 2012 году и 13,5 м³ в 2013 году. Стоимость обращения с данными РАО учтена при калькуляции расходов.

При калькуляции стоимости переработки на установке «Суперкомпактор» провели перерасчёт стоимости проведения технологических операций с учётом изменения объёмов РАО на всех стадиях данного технологического процесса. В результате данных расчётов получена удельная стоимость переработки 1 м³.

6.7.1 Калькуляция переработки прессуемых радиоактивных отходов

Калькуляция стоимости обращения 1 м³ прессуемых РАО, включающая стоимость переработки на установке «Суперкомпактор», контейнеризацию, иммобилизацию и захоронение, приведена в таблице 6.18.

При калькуляции переработанных РАО учтены все стадии переработки РАО, поскольку к РАО применялось несколько технологических операций. Промежуточные формы РАО, поступающие на прессование, прошли технологическую операцию фрагментирования. Стоимость переработки промежуточных РАО увеличивается на 35496,37 руб.

Таблица 6.18 – Калькуляция технологических операций кубического метра РАО на установке «Суперкомпактор»

№ п/ п	Наименование статей затрат	Входной контроль, руб	Переупаковка в бочки, руб	Прессование руб	Переупаковка в КМЗ- РАДОН, руб	Цементировани, руб	Промежуточное хранение, руб	Итог
1	Затраты на оплату труда основных производственных работников	5309,38	1007,00	4773,46	2059,30	3552,29	406,21	17107,63
2	Затраты на отчисления страховых взносов во внебюджетные фонды 34,3 %	1821,12	345,40	1637,30	706,34	1218,44	139,33	5867,91
3	Затраты на материалы	126,48	7385,34	2231,13	30324,35	4418,27	211,32	44696,89
4	Затраты на амортизационные отчисления	3351,21	466,93	652,06	1642,75	646,85	4405,06	11164,86
5	Затраты на электроэнергию	398,97	0,00	2561,71	0,00	40,59	6,08	3007,35
6	Затраты на охрану труда	913,21	173,20	821,03	354,20	610,99	92,58	2965,22
7	Услуги сторонних организаций	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	1071,46	1071,46
	ИТОГО:	11920,36	9377,87	12676,69	35086,94	10487,43	6332,05	85881,34
	Накладные расходы 247 % от ФОТ	13114,16	2487,28	11790,44	5086,47	8774,16	1003,33	42255,85
	ИТОГО:	25034,52	11865,15	24467,13	40173,41	19261,59	7335,38	128137,18
	Прибыль 15 %	3755,18	1779,78	3670,07	6026,01	2889,24	939,59	19059,86
	ИТОГО:	28789,70	13644,93	28137,20	46199,42	22150,83	8274,97	147197,05
	НДС 18 %	5182,15	2456,09	5064,70	8315,90	3987,15	1489,49	26495,47
	ИТОГО:	33971,85	16101,02	33201,90	54515,31	26137,97	9764,46	173692,51

У эксплуатационных РАО, образовавшихся в других подразделениях в результате обращения с РАО, расходы на транспортировку в ФГУП «РАДОН» отсутствуют. Для РАО, поступивших от сторонних организаций, и промежуточных форм РАО расчёт стоимости транспортировки осуществляли путём определения 5 % от затрат на захоронение.

РАО от сторонних предприятий поступают в сто литровых бочках, поэтому статья расходов на переупаковку РАО в контейнер, предназначенный для данной технологической операции, отсутствует.

Калькуляция РАО, поступивших и переработанных в 2012 году, представлена в таблице 6.19, в 2013 году – в таблице 6.20.

Анализ таблиц 6.19, 6.20 показывает, что расходы на транспортировку РАО до ПХ РАО в 2012 году составили $5,12 \times 10^6$ рублей, в 2013 году – $1,51 \times 10^5$ рублей. Расходы на входной контроль в 2012 году составили $9,91 \times 10^6$ рублей, в 2013 году – $5,27 \times 10^6$ рублей, переупаковка в сто литровые бочки в 2012 году обошлась предприятию в $1,32 \times 10^6$ рублей, в 2013 году – $7,92 \times 10^5$ рублей. Расходы на прессование на установке «Суперкомпактор» в 2012 году составили $9,75 \times 10^6$ рублей, в 2013 году – $6,81 \times 10^6$ рублей; контейнеризация в КМЗ обошлась предприятию в $4,22 \times 10^6$ рублей в 2012 году и в 2013 году – в $2,19 \times 10^6$ рублей. Стоимость цементированья образовавшихся РАО составила в 2012 году $2,02 \times 10^6$ рублей и в 2013 году – $1,05 \times 10^6$ рублей. Стоимость обращения с эксплуатационными РАО, образовавшимися в 2012 и 2013 годах на установке «Суперкомпактор» составила $1,05 \times 10^5$ рублей и $3,53 \times 10^5$ рублей соответственно. До передачи национальному оператору на промежуточное хранение РАО, переработанных на установке «Суперкомпактор», стоимость составила $7,56 \times 10^5$ рублей в 2012 году и в $3,93 \times 10^5$ рублей в 2013 году. Отчисления национальному оператору за захоронение подготовленных отходов составили наибольшую статью расходов. В 2012 году предприятия-поставщики перевели национальному оператору $3,03 \times 10^7$ рублей и $1,02 \times 10^7$ рублей – в 2013 году.

Таблица 6.19 – Калькуляция переработанных РАО на установке «Суперкомактор» в 2012 году

Вид РАО	Объём, м ³	Стоимость, руб									
		Транспортировка	Входной контроль	Переупаковка в бочки	Прессование на установке «Суперкомактор»	Контейнеризация в КМЗ	Цементирование РАО	Промежуточное хранение	Захоронение РАО	Переработка эксплуатационных РАО	Итого
от сторонних организаций	133,23	3,55×10 ⁵	4,53×10 ⁶	0	4,42×10 ⁶	4,22×10 ⁶	2,02×10 ⁶	7,56×10 ⁵	3,03×10 ⁷	1,05×10 ⁵	2,76×10 ⁷
Промежуточные	73,38	1,57×10 ⁵	5,10×10 ⁶	1,18×10 ⁶	5,04×10 ⁶						
Эксплуатационные	8,45	0	2,87×10 ⁵	1,36×10 ⁵	2,81×10 ⁵						
Итого	215,06	5,12×10 ⁶	9,91×10 ⁶	1,32×10 ⁶	9,75×10 ⁶	4,22×10 ⁶	2,02×10 ⁶	7,56×10 ⁵	3,03×10 ⁷	1,05×10 ⁵	

Таблица 6.20 – Калькуляция переработанных РАО на установке «Суперкомактор» в 2013 году

Вид РАО	Объём, м ³	Стоимость, руб									
		Транспортировка	Входной контроль	Переупаковка в бочки	Прессование на установке «Суперкомактор»	Контейнеризация в КМЗ	Цементирование РАО	Промежуточное хранение	Захоронение РАО	Переработка эксплуатационных РАО	Итого
от сторонних организаций	105,77	11,2	3,59×10 ⁶	0	3,51×10 ⁶	2,19×10 ⁶	1,05×10 ⁶	3,93×10 ⁵	1,02×10 ⁷	3,53×10 ⁵	5,98×10 ⁷
Промежуточные	46,82	5,37×10 ⁵	1,59×10 ⁶	7,54×10 ⁵	3,22×10 ⁶						
Эксплуатационные	2,4	0	8,15×10 ⁶	3,86×10 ⁴	7,97×10 ⁶						
Итого	154,99	1,51×10 ⁶	5,27×10 ⁶	7,92×10 ⁵	6,81×10 ⁶	2,19×10 ⁶	1,05×10 ⁶	3,93×10 ⁵	1,02×10 ⁷	3,53×10 ⁵	

Общая стоимость РАО, переработанных на установке «Суперкомпактор» в 2012 году, объёмом 215,06 м³, составляет $2,76 \times 10^7$ рублей, а в 2013 году, объёмом 154,99 м³, — $5,98 \times 10^7$ рублей.

Удельная стоимость 1 м³ РАО в 2012 году составила $1,28 \times 10^5$ рублей, в 2013 году – $3,86 \times 10^5$ рублей.

Необходимо отметить, что коэффициент уменьшения объёма в процессе кондиционирования прессуемых РАО в 2012г. составил 0,89, в 2013г. – 0,86.

6.7.2 Калькуляция переработки прессуемых радиоактивных отходов с учётом периода потенциальной опасности

При проведении калькуляции стоимости затрат при обращении с РАО, в зависимости от $T_{\text{ппо}}$, проанализировали характеристики РАО, поступивших на технологический участок спрессования РАО в 2012 и 2013 годах. Определили количество поступивших РАО по группам $T_{\text{ппо}}$. Количество РАО по группам $T_{\text{ппо}}$, переработанных в 2012 – 2013 годах на установке «Суперкомпактор», приведено в таблице 6.21.

Необходимо отметить, что в нашей модели при калькуляции обращения с промежуточными РАО (с $T_{\text{ппо}}$ менее 5 лет) учтены затраты на технологические процессы, осуществлённые до поступления на участок прессования. При использовании $T_{\text{ппо}}$ в качестве критерия при формировании первичных и промежуточных форм РАО, большую часть РАО, следовало выдержать в местах образования, если для этого есть возможность. В этом случае экономическая эффективность прессуемых РАО увеличилась бы.

Таблица 6.21 – Количество РАО по группам в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО, переработанных в 2012 – 2013 годах на установке «Суперкомпактор»

Группа $T_{\text{ппо}}$	Количество РАО, %	
	2012	2013
8	69	89
с 6 по 7	13	8
с 5 по 2	5	2
1	13	1
Итого	100	100

В 2012 году количество РАО, относящихся к 8 группе $T_{\text{ппо}}$ РАО, что составило 69 %; относящихся к 2 по 7 группам $T_{\text{ппо}}$, составило 18%; относящихся к 1 группе $T_{\text{ппо}}$ составило 13 %.

В 2013 году количество РАО, относящихся к 8 группе $T_{\text{ппо}}$, составило 89 %; относящихся к 2 по 7 группам $T_{\text{ппо}}$ – 10 %; относящихся к 1 группе $T_{\text{ппо}}$ всего 1 %.

В зависимости от группы $T_{\text{ппо}}$ РАО, выбрали ПТЦ. Провели расчёты стоимости всех стадий технологического процесса, входящего в ПТЦ. Калькуляция обращения с прессуемыми РАО, переработанными на установке «Суперкомпактор» в 2012 – 2013 годах, приведена в таблице 5.26.

Таблица 6.22. – Калькуляция обращения с РАО, в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО, поступивших в 2012, 2013 году на установку «Суперкомпактор»

Группа $T_{\text{ппо}}$	Стоимость, руб	
	2012	2013
8	$2,60 \times 10^6$	$2,35 \times 10^6$
с 6 по 7	$5,08 \times 10^6$	$1,94 \times 10^6$
с 5 по 2	$3,08 \times 10^6$	$1,50 \times 10^6$
1	$7,54 \times 10^6$	$2,70 \times 10^5$
Итого	$1,83 \times 10^7$	$6,06 \times 10^6$

Общая стоимость обращения с прессуемыми РАО в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО в 2012 году составила $1,83 \times 10^7$ рублей и в 2013 году – $6,06 \times 10^6$ рублей.

Удельная стоимость 1 м^3 в 2012 году составила $8,51 \times 10^4$ рублей, в 2013 году – $3,91 \times 10^4$ рублей.

При обращении с прессуемыми РАО с учётом их $T_{\text{ппо}}$ РАО коэффициент уменьшения объёма в 2012 году составил 3,59 и в 2013 году – 10,06.

6.7.3 Оценка экономической эффективности прессуемых радиоактивных отходов

Экономическая эффективность предлагаемого способа обращения с РАО заключается в использовании технологических решений:

- в уменьшении объёмов РАО, направляемых на захоронение в ПХ РАО, и выдержке РАО с $T_{\text{ппо}}$ менее года в местах образования до уровней активности не представляющих потенциальную радиационную опасность;
- в минимизации объёмов, перерабатываемых РАО, путём выдерживания отходов в местах выдержки РАО с $T_{\text{ппо}}$, в упаковках, обеспечивающих гарантированное ограничение выхода радионуклидов на протяжении $T_{\text{ппо}}$;
- в размещении окончательных форм РАО в ПХ РАО с учётом $T_{\text{ппо}}$ упаковок РАО и возможностью избирательного извлечения;
- в повторном использовании мест в ПХ РАО;
- в снижении потребности в строительстве новых ПХ РАО.

В результате снизятся затраты на транспортировку, кондиционирование, обслуживание хранилищ в эксплуатационный и пост- эксплуатационный период и затраты на строительство новых ПХ РАО.

Оценка экономической эффективности подхода к обращению с РАО, в зависимости от $T_{\text{ппо}}$, заключается в расчёте коэффициента эффективности, показывающего преимущество предлагаемого варианта, по сравнению с подходом к обращению с РАО, используемым в настоящее время: в зависимости от уровня удельной активности при переработке РАО и класса удаляемых РАО при утилизации РАО, а также от экономического эффекта от внедрения этого подхода к обращению с РАО.

Коэффициент эффективности – это соотношение затрат на 1 м³ РАО по предлагаемому варианту обращения с РАО, в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ и затрат на 1 м³ РАО по подходу, используемому в настоящее время. В 2012 году коэффициент эффективности прессуемых РАО составил 1,51, в 2013 – 9,86.

Экономический эффект заключается в разнице стоимости переработки 1 м³ РАО по сравниваемым способам обращения с РАО и экономии финансовых средств на общий объём РАО.

Удельная стоимость при переработке прессуемых РАО по предлагаемому способу переработки снизилась в 2012 году на 43266 рублей и в 2013 году – на 346716 рублей.

Общая экономия финансовых средств при переработке прессуемых РАО составила в 2012 году 9,30 млн. рублей, в 2013 году – 53,73 млн. рублей и составляет 33 % и 89 % от затраченных на обращение РАО.

Необходимо обратить внимание на то, что стоимость захоронения кондиционированных РАО зависит от класса РАО. Как отмечалось ранее, РАО имеют разные $T_{\text{ппо}}$ РАО, в связи с этим, при расчёте стоимости захоронения надо учитывать время необходимой изоляции РАО. При определении стоимости захоронения с учётом $T_{\text{ппо}}$ экономическая эффективность модели увеличивается.

Из вышесказанного следует, что $T_{\text{ппо}}$ РАО является экономически обоснованным критерием при определении способа обращения с РАО

ВЫВОДЫ ПО ГЛАВЕ 6

В данной главе разработаны технологические подходы обращения с РАО в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО.

1. Предложены усовершенствованные унифицированные технологические схемы обращения с РАО для каждого способа утилизации.

2. Для каждого технологического этапа обращения в зависимости от морфологического состава отходов разработаны критерии приемлемости, которые определяются радионуклидным составом и удельной активностью радионуклидов, сроком сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО, с учетом накопления дочерних радионуклидов.

3. Показано, что применение технологических подходов обращение с РАО в зависимости от срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО приводит к существенному снижению затрат на утилизацию РАО и может достигать ~ 80 %.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В диссертации рассмотрен и обоснован усовершенствованный технологический подход к обращению с РАО, учитывающий период потенциальной опасности. Проведенные исследования позволили получить следующие результаты:

1. Проведен анализ исходных характеристик РАО и получили:

1.1. Среднегодовые объёмы поступающих РАО распределяются следующим образом: 88 % от общего объёма РАО относится к 4 классу удаляемых РАО, из них 79 % – ОНАО и 9 % – НАО, которые загрязнены радионуклидами с периодом полураспада меньше 31 года. К 3 классу по объёму относятся 11% РАО, из них 8% НАО загрязнены радионуклидами с периодом полураспада больше 31 года и 3 % САО с периодом полураспада меньше 31 года.

1.2. Выявлен перечень радионуклидов, которые вносят основной вклад в суммарную активность поступающих РАО и определяет суммарную активность РАО, находящихся в ПХ РАО: ^3H , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{125}I , ^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{241}Am , ^{239}Pu , ^{238}Pu , ^{192}Ir .

2. Выявлено, что для определения достоверной удельной и суммарной активности радионуклидов при характеристике упаковок большого размера с неизвестным распределением радионуклидов по объёму упаковок необходимо:

2.1. Уменьшить влияние неравномерного распределения активности на относительную погрешность измерения нужно за счет корректировки с помощью построения теста отношений в шаблоне геометрий.

2.2. На стадии входного контроля при неравномерном распределении в объёме радионуклидов загрязнённых радионуклидами: ^{241}Am , ^{137}Cs (по $^{137\text{m}}\text{Ba}$), ^{40}K , ^{54}Mn , ^{144}Ce , ^{89}Sr , которые испускают один тип гамма квантов, построение теста отношений по одной точке не возможно, это требует переупаковку РАО в упаковки небольшого объёма. Проведение такой операции позволяет уточнить учетную удельную активность РАО и $T_{\text{ппо}}$ РАО упаковки.

3. Срок сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО должен стать основным критерием для выбора способа утилизации РАО. Размещение отходов в ПХ РАО должно происходить в зависимости от срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО, с учётом прогноза изменения $T_{\text{ппо}}$ РАО за счет накопления дочерних радионуклидов.

4. Выявлен перечень материнских радионуклидов, для которых необходимо учитывать вклад дочерних радионуклидов в срок сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО отходов:

4.1. В зависимости от начальной удельной активности материнского радионуклида и соотношение периодов полураспада $T_{1/2}$ материнского и дочернего радионуклида $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО определяет материнский радионуклид для следующих радионуклидов: ^{243}Am , ^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{237}Np , ^{106}Ru , ^{228}Th , ^{238}U и др.;

4.2. В зависимости от соотношения минимально значимой удельной активности материнского и дочернего радионуклида, если $MЗУA_d < MЗУA_m$, то $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО определяет дочерний радионуклид для следующих материнских радионуклидов: ^{234}U , ^{228}Ra ;

4.3. Для отходов, содержащих материнские радионуклиды: ^{147}Pm ; ^{152}Eu ; ^{204}Tl ; ^{236}Pu ; ^{241}Pu ; ^{238}Pu ; ^{244}Cm ; ^{252}Cf необходимо учитывать вклад дочерних радионуклидов в $T_{\text{ппо}}$ упаковки РАО, они должны сразу категорироваться на стадии сбора по прогнозу изменения удельной активности дочернего радионуклида

5. Установлены $T_{\text{ппо}}$ для основного набора радионуклидов для 2,3,4 классов РАО в зависимости от исходной удельной активности отходов, для ОНАО, НАО, САО.

6. Предложена классификация РАО по дополнительным группам внутри классов, в зависимости от намеченного способа изоляции:

6.1. Выделены 8 групп для РАО в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО. Группа 1 с $T_{\text{ппо}}$ РАО больше 300 лет; группа 2 с $T_{\text{ппо}}$ РАО в интервале от 190 до 300 лет; группа 3 – от 105 до 190 лет; 4 группа – от 95 до 105; 5 группа – от 50 до 95 лет; 6 группа – от 35 до 50 лет; 7 группа – от 5 до 35 лет; 7 группа – от 5 до 35 лет; 8

группа меньше 5 лет, на основании которой предложены рекомендации способу размещения в хранилище и используемого типа контейнера.

6.2. Выявлен среднегодовой объёма поступления РАО для каждого класса, который позволил существенно уменьшить объем РАО для утилизации на 25 %.

7. Установлено, что класс отходов при хранении может меняться за счет накопления дочерних радионуклидов, это необходимо учитывать на стадии сбора при формировании первичных упаковок и окончательных упаковок с отвержденными РАО, размещаемых на утилизацию.

7.1. При хранении САО для материнских радионуклидов ^{241}Pu , ^{236}Pu класс отходов увеличивается с 3 на 2.

7.2. Отходы, содержащие ^{241}Pu с начальной удельной активностью меньше МЗУА, условно не являются РАО, но за счет накопления дочернего радионуклида ^{241}Am через 8 лет переходят в категорию ОНАО 4 класса.

8. Предложены усовершенствованные унифицированные технологические схемы обращения с РАО для каждого способа утилизации в зависимости от $T_{\text{ппо}}$ РАО.

9. Для каждого технологического этапа обращения в зависимости от морфологического состава отходов разработаны критерии приемлемости, которые определяются радионуклидным составом и удельной активностью радионуклидов, сроком сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО, с учетом накопления дочерних радионуклидов.

10. Показано, что применение технологических подходов обращение с РАО в зависимости от срока сохранения $T_{\text{ппо}}$ РАО приводит к существенному снижению затрат на утилизацию РАО и может достигать ~ 80 %.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ

АЭС	атомная электростанция
БД РАО	база данных радиоактивных отходов
ВАО	высокоактивные радиоактивные отходы
ЖРО	жидкие радиоактивные отходы
ЗРИ	закрытые радионуклидные источники
ИИИ	источник ионизирующего излучения
КМГ	контейнеры малой грузоподъёмности
МАГАТЭ	Международное Агентство по Атомной Энергии
МВД	<u>Министерство внутренних дел Российской Федерации</u>
МЗУА	минимально значимая удельная активность
НАО	низкоактивные радиоактивные отходы
НЗК	невозвратные защитные контейнеры
ОИАЭ	объекты использования атомной энергии
ОМАСН	объёмных мер активности и (или) удельной активности радионуклидов специального назначения
ОНАО	очень низко активные отходы
ОРИ	открытые радионуклидные источники
ОЯТ	отработавшее ядерное топливо
ПЗРО	пункты захоронения радиоактивных отходов
ПП	Постановление Правительства
ПТЦ	производственно-технологические цепочки
ПХ РАО	пункт хранения радиоактивных отходов
РАО	радиоактивные отходы
РВ	радиоактивное вещество
РФ	Российская Федерация
РЭМ	радиационно-экологический мониторинг
САО	среднеактивные радиоактивные отходы
СКУ РАО	система контроля и учёта РАО
СГУК	система государственного учёта и контроля РВ и РАО
СЭЗ	санитарно-эпидемиологическое заключение
$T_{\text{ппо}}$	потенциальная опасность РАО
$T_{1/2}$	периода полураспада
ТРО	твёрдые радиоактивные отходы
ФЗ	Федеральный закон
ФЗП	Федеральная целевая программа

ЯТЦ	ядерно-топливный цикл
ЯРОО	ядерные и радиационно-опасные объекты
ЯМ	ядерные материалы

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Антипов, С.В. Совершенствование системы обращения с РАО в России / С.В. Антипов, А.М. Агапов, Е.Г. Кудрявцев // Безопасность ядерных технологий: экономика безопасности и обращение с ИИИ: Тез. докл. – Москва, 2005. – С.12.
2. Ахметзянов, В.Р. Обращение с радиоактивными отходами: учебное пособие / В.Р. Ахметзянов, Т.Н. Лащенко, О.А. Максимова. – М.: ИАЦ «Энергия», 2008. – 264 с.
3. Ахунов, В.Д. О ходе реализации государственной политики обращения с РАО и ОЯТ в Российской Федерации / В.Д. Ахунов, А.И. Борзунов // Информационный бюллетень «Обращение с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами». – М.: Минатом России, 2000. – вып. 1. – 44 с.
4. Бабаев, Н.С. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда / Н.С. Бабаев, В.Ф. Демин, В.Ф. Ильин. – М.: Энергоатомиздат – 1984. – 312 с.
5. Баринов, А.С. Анализ поступления РАО в МосНПО «Радон» за 1995г.: отчет / А.С. Баринов, А.С. Волков, А.Е. Гусев. – Сергиев Посад: ГУП МосНПО «Радон», 1996.
6. Баринов, А.С. Консервация «исторических» хранилищ РАО / А.С. Баринов, А.П. Кобелев, В.Ю. Флит // Безопасность окружающей среды. – 2008. – № 2. – С. 54-57.
7. Батова, З.Г. Обращение с радиоактивными отходами / З.Г. Батова, И.П. Коренков, Т.Н. Лащенко // Радиационная медицина. – 2002. – Т.3. – С. 235-361.
8. Батюхнова, О.Г. Технологические и организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами: Учеб. Пособие / О.Г. Батюхнова, К. Бергман, В.М. Ефременков. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2005. – 221 с.

9. Бейгул, В.П. Анализ сравнительной экологической опасности и необходимости окончательной изоляции различных видов РАО России / В.П. Бейгул, С.Н. Брыкин // Безопасность окружающей среды. – 2007. – № 3. – С.35-37.
10. Билык, Н.А. Оценка вероятности возникновения опасности при обращении радиационно-токсичными материалами / Н.А. Билык, В.И. Харин // Атомная энергия. – 2000. – Т.89. –вып.3. – С.211-215.
11. Бломк, Д. Обращение с радиоактивными отходами / Д. Бломк // Безопасность ядерной энергетики. – М. – 1980. – С.97-106.
12. Брыкин, С.Н. Система государственного учёта и контроля РВ и РАО [Электрон ресурс] / С.Н. Брыкин //Российское атомное сообщество. – Режим доступа: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2010/06/25/11807>.
13. Ведерникова, М.В. Особенности классификации РАО при выводе из эксплуатации / М.В. Ведерникова // Всероссийская молодёжная конференция «Радиохимия и радиохимическая технология: прошлое, настоящее, будущее»: Сборник научных статей. – Москва, 24 мая 2012 г.–М. – 2012. – С.3-5.
14. Вербицкая, В.В. Характеризация РАО: проблемы и последствия / В.В. Вербицкая // Безопасность окружающей среды. – 2010. – № 4. – С.68-73.
15. Вербицкий, В.В. Функционирование и развитие системы учёта и контроля РВ и РАО / В.В. Вербицкий, В.В. Вербицкая // Безопасность окружающей среды. – 2008. – № 4. – С.72-76.
16. Веселов, Е.И. Исследование формирования геохимических аномалий во вмещающих породах ближней зоны хранилищ радиоактивных отходов / Е.И. Веселов // Анри. – 2011. – № 1. – С.42-48.
17. Веселов, Е.И. Экологическая оценка состояния защитных барьеров хранилищ при долговременной локализации радиоактивных отходов / Е.И. Веселов // Медицина труда и промышленная экология. – 2009. – № 3. – С.4-6.
18. Волков, Е.А. Численные методы: Учеб. пособие для вузов / Е.А. Волков. – М.: Наука. – 1987. – 248 с.

19. Вуллам, П. Минимизация объёма радиоактивных отходов в Великобритании / П. Вуллам // Атомная техника за рубежом. – 1996. – № 1. – С.24-27.
20. Выработка подхода к выводу из-под контроля участков с повышенным уровнем активности по результатам радиационных измерений / А.И. Соболев, В.А. Габлин, Л.Ф. Вербова и др. // Анри. –2007. – № 3. – С.43-46.
21. Габлин, В.А. О требованиях к пробоподготовке в радиомониторинге / В.А. Габлин // Урал атомный, Урал промышленный: Труды XI Международного экологического симпозиума. – Екатеринбург, 25 – 28 апреля 2005г. – Екатеринбург: ИПЭ УрО РАН, 2005. – С.22-24.
22. Галкин, Б.Я. Отходы переработки ядерных материалов и вещества-матрицы для их иммобилизации / Б.Я. Галкин, В.С. Митяхина, В.К. Исупов // Радиохимия. – 2000. – Т.42. № 4. – С.295-307.
23. Галушкин, Б.А. Особенности обращения с радиоактивными отходами, возникающими при ликвидации радиационных аварий / Б.А. Галушкин, С.В. Горбунов // Атомная энергия. – 1991. – Т.70, вып.5. – С.275.
24. Гатауллин, Р.М. Производство железобетонных контейнеров для решения проблем обращения с РАО / Р.М. Гатауллин, И.А. Медеяев // Безопасность окружающей среды. – 2008. – № 1. – С.24-32.
25. Гатауллин, Р.М. Использование перспективных технологий для решения проблем безопасного обращения с радиоактивными отходами / Р.М. Гатауллин, И.А. Медеяев, Р.Б. Шарафутдинов // Ядерная и радиационная безопасность. – 2008. – № 4. – С.68-75.
26. Гатауллин, Р.М. Создание и внедрение невозвратных железобетонных защитных контейнеров НЗК для решения проблем обращения с РАО / Р.М. Гатауллин // Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: труды 6-й международной научно-технической конференции. – Москва, 20-23 мая 2008 г. – М.: концерн «Росэнергоатом», 2008. – С.28-35.

27. Глаголенко, Ю.В. Стратегия обращения с радиоактивными отходами на производственном объединении «Маяк» / Ю.В. Глаголенко, Е.Г. Кудрявцев, Б.В. Никепелов // Вопросы радиационной безопасности. – 1996. – № 2. – С.3-10.
28. Гончарук, В.В. Водно-химическая технология ядерных энергетических установок и экология: Справочник / В.В. Гончарук, Э.Б. Страхов, А.М. Волошинова. – К.: Наукова думка, 1993. – 448 с.
29. ГОСТ Р 52037-2003 Могильники приповерхностные для захоронения радиоактивных отходов. Общие требования . – М.: Госстандарт РФ, 2003.
30. Грубич, А.О. Контроль качества и оценка неопределённости измерений / А.О. Грубич // Анри. – 2006. – № 1. – С.23-33.
31. Гупало, В.С. Влияние защитных барьеров на эколого-экономические показатели объектов окончательной изоляции радиоактивных отходов / В.С. Гупало, В.Ю. Коновалов // Анри. – 2010. – № 3. – С.16-22.
32. Гуськов, А.В. Методический подход к обоснованию продления срока эксплуатации СК «Радон» / А.В. Гуськов // Медицина труда и промышленная экология. – 2009. – № 3. – С.11-16.
33. Гуськов, А.В. Определение максимальной активности твёрдых радиоактивных отходов для приповерхностного хранения в ГУП МосНПО «Радон» / А.В. Гуськов // Вопросы радиационной безопасности. – 2010. – № 4. – С.37-47.
34. Гуськов, А.В. Разработка метода прогнозной геоэкологической оценки системы захоронения РАО в приповерхностных хранилищах. Автореферат дис.... канд. техн. наук: 05.17.02 / Гуськов Андрей Владимирович – ГУП МосНПО «Радон», 2009. – 24 с.
35. Дмитриев, С.А. Методологический подход к определению максимальной активности твёрдых радиоактивных отходов для безопасного размещения в приповерхностных хранилищах спецкомбинатов «Радон» / С.А. Дмитриев // Вопросы радиационной безопасности. – 2009. – № 2. – С.64-71.

36. Дмитриев, С.А. Переработка жидких радиоактивных отходов в ГУП МосНПО «Радон» / С.А. Дмитриев, В.И. Пантелеев, И.А. Соболев // Медицина труда и пром. экология. – 2006. – № 2. – С.24-29.

37. Дмитриев, С.А. Варианты конструктивных решений контейнеров для различных режимов обращения с РАО / С.А. Дмитриев, А.С. Волков, Р.М. Гатауллин // Безопасность окружающей среды. – 2007. – № 2. – С.40-41.

38. Дмитриев, С.А. Обращение с радиоактивными отходами / С.А. Дмитриев, С.В. Стефановский. – М.: Изд. Центр РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2000. – 125 с.

39. Дмитриев, С.А. Опыт обращения с радиоактивными отходами в ГУП МосНПО «Радон» / С.А. Дмитриев, Ф.А. Лифанов, А.П. Кобелев // Медицина труда и пром. экология. – 2006. – № 2. – С.21-25.

40. Дмитриев, С.А. Обращение с РАО: консолидация сил / С.А. Дмитриев, В.Н. Сиротинин // Безопасность окружающей среды. – 2009. – № 4. – С.52-57.

41. Довгушин, В.В. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов / В.В. Довгушин, Ю.Н. Егоров, М.Ф. Киселев. – СПб.: ООО «Пресс-Сервис». 2007. – 138 с.

42. Долгих, В.П. Основные параметры контроля при долговременном хранении радиоактивных отходов в приповерхностных хранилищах / В.П. Долгих, И.П. Коренков, Т.Н. Лащенко / Ядерно-промышленный комплекс Урала: проблемы и перспективы: Тез. докл. V молодёжная научно-практическая конф. 20-23 апр. 2009 г. – Озёрск, 2009. – С.99-101.

43. Долгих, В.П. Проблемы паспортизации радиоактивных отходов / В.П. Долгих, В.В. Вербицкий, С.Н. Брыкин // Безопасность окружающей среды. – 2008. – № 1. – С.54-59.

44. Долгих, В.П. Новые подходы к размещению РАО в пунктах хранения / В.П. Долгих / Молодежь ЯТЦ: наука, производство, экологическая безопасность: Тезис. докл. отрасл. научно-практич. конф. молодых специал. и аспирантов 8-11 ноябр. 2011г. – Железногорск, 2011. – С.64-66.

45. Долгих, В.П. Обоснование размещения РАО в приповерхностных хранилищах / В.П. Долгих, Т. Н. Лашенова / Безопасность ядерных технологий: правовое и кадровое обеспечение инновационного развития атомной отрасли: Сбор. доклад VI Междунар. ядер. форум. 26-30 сент. 2011 г. – Санкт-Петербург, 2011. – С.119-121.

46. Долгих, В.П. Определение радиационных характеристик облучённых конструкционных элементов сборок активной зоны реакторов БН большой мощности / В.П. Долгих, Э.П. Попов // Вопросы атомной науки и техники ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2017. – вып 1. – С.144-153.

47. Долгих, В.П. Оценка радионуклидного состава хранилищ при долговременном хранении РАО в ГУП МосНПО «Радон» / В.П. Долгих, И.П. Коренков, В.В. Вербицкий / Обращение с РАО. Проблемы и Решения: Тез. докл. III конф. молодых учёных и специалистов. Радуга-2010. 9-10 февр. 2010 г. – Сергиев-Посад, 2010. – С.73-83.

48. Долгих, В.П. Оценка степени потенциальной опасности РАО, размещённых в хранилище, и хранилища в целом при долговременном хранении / В.П. Долгих, И.П. Коренков, В.В. Вербицкий / X Всероссийская выставка научно-технического творчества молодёжи: Официал. кат. 29 июня-2 июля 2010 г. – Москва, ВВЦ, 2010. – С.139.

49. Долгих, В.П. Подходы к категорированию по потенциальной радиационной безопасности радионуклидных источников, поступающих в ГУП МосНПО «Радон» / В.П. Долгих, И.П. Коренков, В.В. Вербицкий / Обращение с РАО. Проблемы и решения: Тез. докл. II конф. молод. учёных и специал. Радуга-2008. 6-10 окт. 2008 г. – Сергиев-Посад, 2008. – С.124-129.

50. Долгих, В.П. Подходы к размещению радиоактивных отходов в приповерхностных хранилищах / В.П. Долгих / Наука, производство, экологическая безопасность: Сбор. доклад. Отрасл. научно-практич. конф. 15-19 ноября 2010 г. – Северск, 2010. – С.165-167.

51. Долгих, В.П. Применение неразрушающих методов контроля для характеристики контейнеров большого объёма / В.П. Долгих // АНРИ. – 2013. – № 1. – С.37-41.

52. Долгих, В.П. Применение системы контроля и учёта для оптимизации размещения радиоактивных отходов в хранилищах ГУП МосНПО «Радон» / В.П. Долгих, В.В. Вербицкий, В.И. Рогозин / Безопасность ядерных технологий. Стратегия и экономика безопасности: Сбор. доклад V Междунар. ядер. форум. 27сент.- 1окт. 2010 г. – Санкт-Петербург, 2010. – С.342-344.

53. Долгих, В.П. Принципы и параметры категорирования пунктов хранения РАО по потенциальной опасности / В.П. Долгих / Обращение с радиоактивными отходами: Проблемы и решения: Тезис докладов. – IV конф. молодых учёных и специалистов с элемент. науч. школы Радуга – 2011. 5-7 окт. 2011г. – С.Посад, 2011. – С.49-53.

54. Долгих, В.П. Разработка подходов к определению периода потенциальной опасности радиоактивных отходов / В.П. Долгих / Радиохимия-2012: Тез. докл. VII Российская конференция по радиохимии 15-19 окт. 2012 г. – Димитровград, 2012. – С.209.

55. Долгих, В.П. Разработка подходов к определению периода потенциальной опасности радиоактивных отходов с учётом дочерних радионуклидов / В.П. Долгих / Команда – 2013: Тез. докл. V международная научно-техническая конференция молодых учёных и специалистов атомной отрасли 03-07 июн. 2013 г. – Санкт-Петербург, 2013. – С.36-38.

56. Долгих, В.П. Система контроля и учета РАО в ГУП МосНПО «Радон» / В.П. Долгих, В.В. Вербицкий, И.П. Коренков // Обращение с радиоактивными отходами. Проблемы и решения: Сбор. науч. Статей – Сергиев Посад, 2010. – С.153-159.

57. Долгих, В.П. Система контроля и учёта РВ и РАО в ГУП МосНПО «Радон» / В.П. Долгих, В.В.Вербицкий, И.П. Коренков / Ядерная, радиационная безопасность и нераспространения: Сбор. докл. Всерос. научно- практич. конф.с междунар.участ. 1-3 дек. 2010 г. – Новоуральск, 2010. – С.44-47.

58. Долгих, В.П. Состояние и проблемы паспортизации РАО в ГУП МосНПО «Радон» / В.П. Долгих, В.В. Вербицкий / Обращение с радиоактивными отходами. Проблемы и решения: Тез.докл. конф. молод. учён. аспирант. и студентов посвящ. 45-летию ГУП МосНПО «Радон» 15 сент. 2006 г. – Сергиев-Посад, 2006. – С.75-78.

59. Долгих, В.П. Структура и анализ данных системы контроля и учёта РАО в ГУП МосНПО «Радон» / В.П. Долгих, Т.Н. Лащенкова, В.В. Вербицкий / Актуальные проблемы радиохимии и радиоэкологии: Материалы Росс. Научно-технич. конф. с междунар. участием, Екатеринбург, 9-11 ноября 2011. – Екб: УрФУ, 2011. – С.254-258.

60. Дорин, А.Б. Коррекция на внутреннее поглощение для задачи определения активности радиоактивных отходов / А.Б. Дорин, В.Ф. Ельцин, А.К. Чураков / Спектрометрический анализ. Аппаратура и обработка данных на ПЭВМ: Материалы семинара. – Обнинск, 21-25 ноября 2005. – Обнинск, 2005. – С.78-87.

61. Евстратов, Е.В. Законодательное решение проблемы безопасного обращения с РАО – важнейшая составляющая ядерной и безопасности России / Е.В. Евстратов / Атомная энергия, общество безопасность: Общественные форум-диал. – Спб., 20-21 апреля 2008 г. – Спб., 2008. – С.9-16.

62. Екидин, А. А. Применение гамма-спектрометрии для выявления техногенного загрязнения почвы ураном / А. А.Екидин, М. Е.Васянович, А. В. Наливайко // Принципы экологии. – 2013. – № 2. – С. 29-35.

63. Единые отраслевые рекомендациями по укрупнённой оценке стоимости работ по обращению с радиоактивными отходами : утв. приказ. Госкорпорации «Росатом» 27.12.2013. № 1/1461-П. – М.: Госкорпорации «Росатом», 2013. – 31 с.

64. Единые отраслевые рекомендациями по укрупнённой оценке стоимости работ по реабилитации территории : утв. приказ. Госкорпорации «Росатом» 27.12.2013. № 1/1461-П. – М.: Госкорпорации «Росатом», 2013. – 50 с.

65. Емец, П.Е. Подходы к категорированию ядерно- и радиационно-опасных объектов и обеспечению эффективного финансирования их вывода из

эксплуатации / П.Е. Емец, А.В.Крянев // Аудит и финансовый анализ. – 2010. – № 2. – С.383 – 386.

66. Иванов, Е.А. Изменение подходов к классификации РАО / Е.А. Иванов, Б.А.Безруков // Безопасность окружающей среды. – 2008. – № 3. – С.34-39.

67. Измерение содержания активности гамма-излучающих радионуклидов в контейнерах с РАО. Методика выполнения измерений. – Свидетельство об аттестации методики № 0066/01.00067–2013/2013.

68. Информационно-техническое обеспечение процессов обращения РАО. Система комплексного контроля радиационных и физических характеристик РАО в ГУП МосНПО «Радон» / В.В. Вербицкий, А.Э. Черкесов, В.И. Рогозин, В.П. Долгих // АНРИ. – 2007. – № 3. – С.47-50.

69. Исаков, А.П. Проблемы паспортизации отходов на предприятиях ЯТЦ / А.П. Исаков, Т.Г. Лебедева, Ю.Н. Мартынюк // Анри. – 2006. – № 2. – С.46-51.

70. Исследование погрешности измерений в системе радиэкологического мониторинга / А.И. Соболев, Л.Ф. Вербова, Ю.Н. Митрофанова, Е.К. Ефимова // Ядерные измерительно-информационные технологии. – 2007. – №1(21). – С.46-57.

71. Ковалев, Е.Е. Концептуальные основы формирования системы нормативно-технических документов по обеспечению радиационной безопасности при обращении с радиоактивными отходами / Е.Е. Ковалев, В.Т. Хрущ, С.Г. Чухин / IV международный симпозиум о радиационной безопасности: Сбор. докл. – Обнинск, 25-27 сентября 1996г. – С.106-107.

72. Козырев, Д.В. Планы Российской Федерации по созданию объектов приповерхностного захоронения РАО / Д.В. Козырев / Семинар КЕГ. «Окончательной изоляции РАО и ОЯТ»: Материалы семинара. – Швеция, 24-26 февраля 2009. – С.4-6.

73. Конституция Российской Федерации [офиц. текст]: принята всенародным голосованием 12.12.1993 [ред. от 05.02.2014]. – М.: Приор, 2014. – 32 с.

74. Концепция формирования структуры системы нормативных документов, регламентирующих обеспечение безопасности при обращении с

радиоактивными отходами / Е.Е. Ковалев, В.Т. Хрущ, С.Г. Чухин, Р.Б. Шарафутдинов // Атомная энергия. – 1998. – № 4. – С.369-378.

75. Копырин, А.А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива / А.А. Копырин. – М., ЗАО «Издательство Атомэнергоиздат». – 2006. – 576 с.

76. Коренков, И.П. Подходы к категорированию источников ионизирующего излучения / И.П. Коренков, Т.В. Лашенова, В.П. Долгих // Безопасность окружающей среды. – 2010 – № 1 – С.106-110.

77. Коренков, И.П. Характеризация РАО в ГУП МосНПО «Радон» / И.П. Коренков, В.П. Долгих, Т.Н. Лашенова / Радиохимия-2009: Тез. докл. VI Российская конференция по радиохимии 12-16 окт. 2009 г. – Москва, 2009. – С.271-272.

78. Коренков, И.П. Методические подходы оценки категории потенциальной радиационной опасности хранилищ РАО / И.П. Коренков, В.П. Долгих, В.В. Вербицкий / IV Российская школа по радиохимии и ядерным технологиям: Тез. докл. 6-10 сень. 2010 г. – Озерск. – 2010. – С.109-110.

79. Кочкин, Б.Т. Проблемы управления риском при выборе места для захоронения высокорadioактивных отходов / Б.Т. Кочкин // Геоэкология. – 1998. – № 5. – С.37-50.

80. Кузнецов, В.М. Загрязнённый радиоактивным металлом, радиоактивные отходы объектов атомной энергетики и Чернобыльской зоны. Возможность их попадания в промышленное производство Российской Федерации [Электронный ресурс] / В.М. Кузнецов, И.Н. Острецов, М.А. Шингаркин / Российский Зеленый Крест. – 2004. – Режим доступа: <http://nuclearno.ru/text.asp?9388>.

81. Лаверов, Н.П. Минералогия и геохимия консервирующих матриц высокоактивных отходов / Н.П. Лаверов, Б.И. Омеляненко, С.В. Юдинцев // Геология рудных месторождений. – 1997. – Т.39 – № 3. – С.211-228.

82. Левчук, А.В. Классификация и категорирование радиационных и радионуклидных источников медицинского назначения Учебное пособие / А.В. Левчук, М.Л. Нозик. – Москва: Макс Пресс. – 2008. – 48 с.

83. МАГАТЭ. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты . – Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2008. – 141 с.

84. МАГАТЭ. Захоронение радиоактивных отходов. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, SSR-5-2007.

85. МАГАТЭ. Категоризация радиоактивных источников. Серия изданий по безопасности. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, № 1344–F. – 2003.

86. МАГАТЭ. Классификация радиоактивных отходов. Серия изданий по безопасности. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, H.111-G-1J. – 1996.

87. МАГАТЭ Конвенция о ядерной безопасности. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, INFCIRC/449. – 1996.

88. МАГАТЭ Конвенция об оказании помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, INFCIRC/336. – 1986.

89. МАГАТЭ. Конвенция об оперативном оповещении о ядерной аварии. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, INFCIRC/335. – 1986.

90. МАГАТЭ. Обращение с радиоактивными отходами перед их захоронением, включая снятие с эксплуатации. Требования. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, N.WS-R-2. – 2003.

91. МАГАТЭ. Объединённая конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, INFCIRC/546. – 1997.

92. МАГАТЭ. Юридическая и государственная инфраструктура ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности радиоактивных отходов

и безопасности перевозки. Требования безопасности. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, № GS–R–1. – 2005.

93. Мартьянов, В.В. Радиационно-гигиенические подходы к решению экологической безопасности хранилищ РАО / В.В. Мартьянов, И.П. Коренков // Медицина труда и промышленная экология. – 2011. – № 2. – С.24-30.

94. Маслов, М.В. Построение экономических моделей обращения с накопленными радиоактивными отходами в целях оптимизации схем подготовки для окончательной изоляции / М.В Маслов, В.Н. Чистяков, В.С. Гупало // Горный информационно–аналитический бюллетень. – 2011. – № 3. – С.381-385.

95. МВИ-159-10. Определение удельной и суммарной активности гамма-излучающих радионуклидов в упаковках с радиоактивными отходами на установке гамма-спектрометрической стационарной ENV.GMS-08.01S. – Свидетельство об аттестации методики № 322.

96. МВИ-160-10. Определение удельной и суммарной активности гамма-излучающих радионуклидов в упаковках с радиоактивными отходами на установке гамма-спектрометрической стационарной ENV.GMS-08.01M. – Свидетельство об аттестации методики № 323.

97. МВИ-162-10. Определение удельной и суммарной активности гамма-излучающих радионуклидов в упаковках с радиоактивными отходами на установке гамма-спектрометрической стационарной ENV.GMS-08.02. – Свидетельство об аттестации методики № 326.

98. МВИ-170-13. Определение удельной и суммарной активности гамма-излучающих радионуклидов с применением сцинтилляционного гамма-спектрометра InSpector 1000. – Свидетельство об аттестации методики № 0055/01.00067 – 2013.

99. Мельников, Н.Н. Вопросы безопасности подземного регионального могильника радиоактивных отходов на Кольском полуострове / Н.Н. Мельников, В.П. Конухин // Вестник МГТУ. – 2006.– Т. 9. – № 3. – С.418-428.

100. Методические указания. Порядок осуществления надзора за обеспечением радиационной безопасности хранилищ радиоактивных отходов:

РД-10-03-2006: утв. приказом фед. служб. по экологическому, технологическому и атомному надзору от 24.06.2006 г. N 722: ввод в действие с 1.08.2006 – М: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2006. – 17 с.

101. Методические указания. Установление категории потенциальной опасности радиационного объекта: МУ 2.6.12005-05: утв. гл. гос. сан. врач РФ от 25.07. 2005: ввод в действие 1.10.2005 – М: Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека, 2005. – 8 с.

102. МИ-161-10. Определение удельной суммарной активности гамма-излучающих радионуклидов в упаковках с радиоактивными отходами на установке гамма-спектрометра мобильного ISOCS. – Сертификат об утверждении типов средств измерений, выданный Федеральным агентством по техническому регулированию и метрологии, № Y.S.S. 38.001.A № 19791.

103. МКРЗ Публикация № 102. 2007. «Рекомендации Международной комиссии по радиологической защите». – М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009. – 344 с.

104. МКРЗ Публикация № 60. 1990. «Рекомендации Международной комиссии по радиологической защите». – М.: Энергоатомиздат, 1994. – 191 с.

105. Муратов, А.Э. Обеспечение ядерной и радиационной безопасности в Северо-западном регионе / А.Э. Муратов // Атомная стратегия. – 2010. – № 48. – С.7-9.

106. Наумов, В.А. Долгоживущие радионуклиды и проблема захоронения радиоактивных отходов в Северном регионе России / Наумов В.А., Гусак С.А. // Вестник МГТУ. – 2010. – Т. 13. – № 4. – С.887-894.

107. Никифоров, А.С. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов / А.С. Никифоров, В.В. Куличенко, М.И. Жихарев. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 182 с.

108. Никольский, Ю.Г. Методика оценки измерительных и программных гамма-спектрометрического мониторинга радиоактивных загрязнений природных зон // Анри. – 2006. – № 1. – С.38-41.

109. Нормы и правила. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения: НП-093-2014: утв. приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору 15.12.2014 № 572: ввод в действие с 12.04.15. – М: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2015. – 33 с.

110. Нормы и правила. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности: НП-055-2014: утв. приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору 22.08.2014 № 379: ввод в действие с 14.02.15. – М: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2015. – 35 с.

111. Нормы и правила. Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения: НП-058-14: утв. приказ Ростехнадзора от 05.08.2014 № 347: ввод в действие с 17.02.2015 – Москва: Ростехнадзор, 2015. –15 с.

112. Нормы и правила. Общее положение обеспечение безопасности радиационных источников: НП-038-16: утв. приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 28.09.2016 г. N 405: зарегистрировано в министерстве юстиций РФ 24.10.2016 г. № 44120 – Москва: Госатомнадзор России, 2016. – 45 с.

113. Нормы и правила. Основные правила учёта и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации: НП-067-16: утв. Приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 28.11.2016 N 503: зарегистрировано в министерстве юстиций РФ № 44843 21.12. 2016 – Москва: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2016. – 85 с.

114. Нормы и правила. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности: ОСПОРБ-99/2010: утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 26.04.2010 № 40: ввод в действие с 17.09.2010 [ред. от 16.09.2013]. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. – 83 с.

115. Нормы и правила. Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций: НП-002-15: утв. пост. Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору 30.01.2015 №35: ввод в действие 30.01.2015. – М: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2015. – 20 с.

116. Нормы и правила. Правила обеспечения безопасности при временном хранении радиоактивных отходов, образующихся при добыче, переработке и использовании полезных ископаемых: НП-052-04: утв. пост. Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору 4.10.2004 № 4: ввод в действие с 5.01.2005. – М: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2005. – 13 с.

117. Нормы и правила. Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности: НП-069-14: утв. приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору 06.06.2014 № 249: ввод в действие с 28.11.2014 – М: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2014. – 16 с.

118. Нормы и правила. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами: СПОРО-2002: утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 23.10.2002 № 33: ввод. в действие с 01.01.2003 [ред. от 16.09.2013]. – СПб.: ДЕАН, 2003. – 64 с.

119. Нормы и правила. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций: СанПиН 2.6.1.24-03 (СП АС-03): утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 28.04.2003 № 69: ввод. в действие с 20.06.2003. – СПб.: ДЕАН, 2003. – 24 с.

120. Нормы и правила. Санитарные правила. Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды: СП 2.6.6.2572-2010: утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ 18.01.2010 №4: ввод в действие с 10.07.2010. – М.: Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека, 2010.

121. Нормы и правила. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности: НП-019-2015: утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25.06.2015 г. № 243: ввод в действие с 10.08.2015 г. – М: Госатомнадзор России, 2015. – 23 с.

122. Нормы и правила. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твёрдых радиоактивных отходов. Требования безопасности: НП-020-2015: утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25.06.2015 г. № 243: ввод в действие с 04.08.2015 г. – М: Госатомнадзор России, 2015. – 15 с.

123. Нормы и правила. Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности: НП-021-2015: утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25.06.2015 г. № 244: ввод в действие с 04.08.2015 г. – М: Госатомнадзор России, 2015. – 12 с.

124. Нормы и правила. Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии. Требования безопасности: НП-024-2000: утв. постановлением Госатомнадзора России от 28.12.2000 г. № 16: ввод в действие с 01.07.2001 – М: Госатомнадзор России, 2000. – 29 с.

125. Нормы и правила. Нормы радиационной безопасности: НРБ-99/2009: утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 07.07.2009 № 47: ввод в действие с 01.09.2009 [с изменениями на 23 июня 2014 года]. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.

126. О возможности увеличения поставок РАО и изменении системы учёта РАО: докладная записка: Козлов А.А., Гусев А.Е. – Сергиев-Посад, 21 авг. 1998. – 3 с.

127. О создании региональной базы данных и геоинформационной системы по радиозэкологической безопасности центрального региона Российской

Федерации / А.И. Соболев, Т.А. Палицкая, Е.В. Квасникова, В.А. Тихомиров // Радиационное наследие бывшего СССР: современное состояние и проблемы реабилитации: Тез. докл. Второй международный семинар. – М.: – 1999. – С.11.

128. Ожаровский, Андрей. Смоленская АЭС ищет место захоронения для 446 тысяч бочек и 3,5 тысяч контейнеров с отходами [Электронный ресурс] / А. Ожаровский // Bellona. – 2013. –Режим доступа: http://www.bellona.ru/articles_ru/articles_2013/SmolenskKP-RAO.

129. Организация и проведение отраслевой интеркалибрации аппаратуры и методов контроля среди лабораторий, обеспечивающих инвентаризацию / В.П. Тишков, А.В. Степанов, В.М. Гаврилов и др. / III международный ядерный форум «Безопасность ядерных технологий»: сбор. доклад. – Санкт-Петербург 22-29 сент. 2008г. – Спб., 2008. – С.165-168.

130. Оценка выхода радионуклидов из контейнеров с отходами разной формы / А.Л. Федоров, А.И. Дорожкин, Т.Н. Федотова, В.Т. Сорокин // Атомная энергия. – 1998. – Т.85. – вып.5. – С.382-390.

131. Пат. 30210 Российская Федерация, МКИ 6F/00, 002, 10, 9/22. Железобетонный контейнер для транспортирования и/или длительного хранения радиоактивных и токсичных отходов различных производств / Гатауллин Р.М., Свиридов Н.В., Сорокин В.Т., Теложер И.М., Резник А.А., Перегудов Н.Н.; заявитель и патентообладатель ОАО «345 Механический завод» / № 2003106238120; заявл. 12.03.03; опубл. 20.06.03, Бюл. 12/2008. – 7 с.

132. ПД Рад 24-2013. Инструкция. Контроль и учёт радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в ФГУП «РАДОН». – ФГУП «РАДОН», утв. приказом по предприятию № 633 от 23.09.2013 г., инв. № 1050.

133. ПИ Рад 90-2014 Программа измерения радиоактивных веществ и радиоактивных отходов. – ФГУП «РАДОН», утв. приказ № 737 от 22.11.2012: вод в действие 17.02.2014 г.

134. Пименов, А.О. Общая концепция по обращению с РАО ядерного наследия в северо-западном регионе Российской федерации/ А.О. Пименов // Вопросы утилизации АПЛ. – 2008. – № 1(15). – С.24-35.

135. Пирсинен, А.А. Радиоактивные отходы: важнейшая проблема ядерной энергетики / А.А. Пирсинен / Физико-химические процессы в неорганических материалах: Тез. докл. 9 Международная конференция. – Кемерово, 2004. – С.72-74.

136. ПКИ Рад 91-2014 Программа качества измерений радиоактивных веществ и радиоактивных отходов. – ФГУП «РАДОН», утв. приказ № 737 от 22.11.2012: введ в действия 17.02.2014 г.

137. Показатели точности, правильности, прецизионности методик количественного химического анализа. Методы оценки. РМГ 61-2003. М.: ИПК Издательство стандартов, 2004. – 36 с.

138. Полуэктов, П.П. Состояние и тенденции в области обращения с радиоактивными отходами в России / П.П. Полуэктов, Л.П. Суханов / Заседание секции 2 и 3 НТС 4 ФА по атомной энергии: Тез. докл. – Екатеринбург, 2005. – С.24-43.

139. Полуэктова, Г.Б. Обработка и удаление радиоактивных отходов предприятий атомной промышленности зарубежных стран / Г.Б. Полуэктова, Ю.В. Смирнова, И.Д. Соколова / Обзор ЦНИИАтоминформ. Москва, 1990 г. – 578 с.

140. Поляков, Ю.Д. ЕГС РАО: деятельность Национального оператора по обращению с радиоактивными отходами и реализация Федерального закона «Об обращении с РАО» [Электронный ресурс] / Ю.Д. Поляков // Материалы VII Междунар. ядер. форум. – 2012. – Режим доступа: http://www.osatom.ru/mediafiles/u/files/VII_forum_2012/Polyakov.pdf.

141. Постановление Правительства РФ. О внесении изменений в Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069: утв. пост. правительства РФ 4.02.2015. № 95 – М.: правительство РФ, 2015. – 1 с.

142. Постановление Правительства РФ. О критериях отнесения твёрдых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым

радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов : утв. пост. правительства РФ 19.10.2012 № 1069 – М.: правительство РФ, 2012. – 15 с.

143. Постановление Правительства РФ. Об утверждении Правил организации системы государственного учёта и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов: утв. пост. правительства РФ 11.10. 1997 г. № 1298 – М.: правительство РФ, 1997. – 10 с.

144. Постановление Правительства РФ. Проведение первичной регистрации радиоактивных отходов. Правила: утв. постановлением Правительства РФ N 767 от 25.07.2012. – 3 с.

145. Практические проблемы построения системы вневедомственного учёта и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в московском регионе / К.М. Ефремов, В.А. Жуков, А.А. Козлов, К.Н. Лавров // Экологические системы и приборы. – 2004. – № 9. – С.20-26.

146. Приказ Государственной корпорации по атомной энергии. Об утверждении форм отчетов в области государственного учета и контроля радиоактивных веществ, радиоактивных отходов и ядерных материалов, не подлежащих учету в системе государственного учета и контроля ядерных материалов, активность которых больше или равна минимально значимой активности или удельная активность которых больше или равна минимально значимой удельной активности, установленной федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии, порядка и сроков предоставления отчетов: утв. приказ. Госкорпорации «Росатом» 28.09.2016 г. № 1/24-НПА. – М.: Госкорпорации «Росатом», 2016. – 100 с.

147. Прозоров, Л.Б. Оценка геоэкологической безопасности размещения радиоактивных отходов низкого и среднего уровня активности в районах со смешанным гидродинамическим режимом / Л.Б. Прозоров / Охрана окружающей среды и обращение с радиоактивными отходами научно-промышленных центров: Труды ГУП МосНПО «Радон»: Итоги научной деятельности за 2005 г. – 2007. – вып. 13. – С.54-57.

148. Прозоров, Л.Б. Площадку оценили на «Отлично» / Л.Б. Прозоров, А.В.Гуськов, В.В. Мартянов // Безопасность окружающей среды. – 2006. – № 2. – С.42-43.

149. Радиационный контроль и классификация твёрдых отходов АЭС / И.В. Пырков, Д.Ф. Рау, А.С. Коротков и др. // Безопасность окружающей среды. – 2009. – № 2. – С.72-75.

150. Развитие подходов к обоснованию отнесения РАО к особым РАО / И. И. Линге, М. Н.Савкин, И. Л.Абалкина // Препринт ИБРАЭ № IBRAE-2014-04. Москва: ИБРАЭ РАН, 2014. — 29 с.

151. Резник, А.А. Основные проблемы ядерной безопасности / А.А. Резник, Л.С. Кайбышева // Атомная энергетика. – 2010. – № 1. – С.53-55.

152. Река, В.Я. Анализ нарушений радиационной безопасности на радиационно-опасных объектах. Роль человеческого фактора и служб радиационной безопасности / В.Я. Река, М.Л. Нозик // Анри. – 2007. – № 2. – С.32-35.

153. Рубцов, П.М. Соответствие между категорией радиоактивного источника и обеспечением его сохранности при разработке [Электронный ресурс] / П.М. Рубцов, Д.Е. Романов, А.И. Мусорин – Режим доступа: <http://www.bestreferat.ru/referat-310382.html>.

154. Руководство по безопасности. Обеспечение безопасности при обращении с радиоактивными отходами, образующимися при добыче, переработке и использовании полезных ископаемых: РБ-014-2000 / Вестник Госатомнадзора России, 2001. – № 4 (17). – С.32-42.

155. Руководство по безопасности. Требования к программе обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами: РБ-003-98 / Вестник Госатомнадзора России, 1999. – № 1 (3). – С.32-38.

156. Руководство по безопасности. Методика категорирования закрытых радионуклидных источников по потенциальной радиационной опасности: РБ-042-07: утв. Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному

надзору от 27.12.2007 г. № 6: ввод в действие с 01.03.2008 – М: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2008. – 39 с.

157. Руководство по безопасности. Методические рекомендации по проведению физической инвентаризации ядерных материалов на ядерных установках и пунктах хранения ядерных материалов: РБ-026-04: утв. постановлением Федеральной службы по атомному надзору от 29 марта 2004 г. № 1: ввод в действие с 05.07.2004 – М: Федеральная служба по атомному надзору, 2004. – 21 с.

158. Руководство по безопасности. Оценка безопасности приповерхностных хранилищ радиоактивных отходов. Руководство по безопасности: РБ-011-2000: утв. постановлением Госатомнадзора России от 29.12.2000 г. № 19: ввод в действие с 01.03.2001 – М: Госатомнадзор России, 2000. – 35 с.

159. Руководство по безопасности. Положение о проведении инвентаризации радиоактивных веществ в организации: РБ-072-11: утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 29 декабря 2011 г. № 764: ввод в действие с 29.12.2011 – М: Ростехнадзор, 2011. – 26 с.

160. Руководство по безопасности. Положение о проведении инвентаризации радиоактивных отходов в организации: РБ-071-11: утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 29 декабря 2011 г. № 763: ввод в действие с 29.12.2011 – М: Ростехнадзор, 2011. – 15 с.

161. Руководство по безопасности. Рекомендации по установлению критериев приемлемости кондиционированных радиоактивных отходов для их хранения и захоронения: РБ-023-02: утв. постановлением Госатомнадзора России от 10.01.2002 г. № 1: ввод в действие с 01.03.2002 (с изменениями и дополнениями по состоянию на июль 2011 г.) – М: Госатомнадзор России, 2000. – 9 с.

162. Руководство по безопасности. Состав и содержание отчёта по обоснованию безопасности хранилищ твёрдых радиоактивных отходов: РБ-050-09: утв. постановлением Госатомнадзора России от 25.09.2009 г. № 820: ввод в действие с 01.10.2009 – М: Ростехнадзор, 2009. – 15 с.

163. Руководство по безопасности. Требования к программе обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами: РБ-003-98 / Вестник Госатомнадзора России, 1999. – № 1 (3). – С.32-38.

164. Саенко, С. Ю. Методика и расчётные оценки выхода радионуклидов за пределы защитных контейнеров / С.Ю. Саенко, Г.А. Холомеев, А.В. Пилипенко // Ядерна та радіаційна безпека. – 2010. – № 4 (48). – С.35-38.

165. Система контроля и учёта РАО в ГУП МосНПО «Радон». Система комплексного контроля радиационных и физических характеристик РАО / В.П. Долгих, В.В. Вербицкий, А.Э.Черкесов, В.Н. Титов / II Международный ядерный форум: Матер. форум. 02-05 окт. 2007 г. – Санкт-Петербург, 2007. – С.162-164.

166. Соболев, И.А. Обезвреживание радиоактивных отходов на централизованных пунктах / И.А. Соболев, Л.М. Хомчик // М.: Энергоатомиздат. – 1983. – 210 с.

167. Соболев, И.А. Комплексная оценка инженерно–геологических условий центрального региона России с целью выбора перспективных участков для размещения хранилищ РАО низкого и среднего уровней активности / И.А. Соболев, С.А. Дмитриев // Геоэкология. –1997. – № 1. – С.17-26.

168. Соболев, И.А. Обезвреживание радиоактивных отходов на централизованных пунктах / И.А. Соболев, Л.М. Хомчик. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 123 с.

169. Сорокин, В.Т. Разработка и научное обоснование стратегии и технических решений по обращению с низко- и среднеактивными отходами на завершающих стадиях /Автореферат дисс.... докт. техн. наук: 25.00.36 / Сорокин Валерий Трофимович. – Санкт-Петербург, 2008. – 25 с.

170. Сорокин, В.Т. Проектные подходы к унификации контейнерного парка для обращения с РАО / В.Т. Сорокин, Т.В. Шидловская, А.В. Демин / IV международный ядерный форум: Безопасность ядерных технологий. Обеспечение безопасности при транспортировании радиоактивных материалов: Тезис. доклад. – СПб., 25-30 сентября 2009 г. – Санкт-Петербург, 2009. – С.185-187.

171. Сорокин, В.Т. Контейнеры для радиоактивных отходов низкого и среднего уровня активности / Сорокин В.Т., Демин А.В., Кашеев В.В // Ядерная и радиационная безопасность. – 2013. – № 2 (68). – С.20-28.

172. Сорокин, В.Т. Бетоны и технология изготовления невозвратных защитных контейнеров для радиоактивных отходов / В.Т. Сорокин, Н.В. Свиридов, Р.М. Гатауллин / Радиационная безопасность, транспортирование радиоактивных отходов: Тезис. доклад. – Спб., 31 октября – 4 ноября 2000 г. – Спб., 2000. – С.88-89.

173. Сорокин, В.Т. Зарубежной опыт захоронения радиоактивных отходов / В.Т.Сорокин, А.В. Демин / VII международ. научно-техническая конф. «Безопасность. Эффективность и экономика атомной энергетики»: Тезис. доклад.– Москва, 26-27 мая 2010 г. – М., 2010. – С.264-266.

174. Сорокин, В.Т. Обзор тенденций в области обращения с низко- и среднеактивными отходами: Обзор /В.Т. Сорокин // – Санкт-Петербург: ВНИИПИЭТ, 2004. – 74 с.

175. Степеннов, Б.С. Организационные и технические решения по обращению с РАО при реабилитации территории береговой базы в п. Гремиха / Б.С. Степеннов, А.В. Демин // Вопросы утилизации АПЛ. – 2008. – № 1(15). – С.62-80.

176. Супатаева, О.А. Законодательная основа ЕГС РАО / О.А. Супатаева // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. – 2011. – № 2. – С.76-79.

177. Супатаева, О.А. Юридикотехнические аспекты развития законодательства в области обращения с РАО в Российской Федерации [Электронный ресурс] / О.А. Супатаева // Материалы международного форума

«Атомэкспо 2012» – Москва, 2012. – Режим доступа: <http://2012.atomexpo.ru/mediafiles/u/files/Present2012/Supataeva.pdf>.

178. ТИ Рад 27-2014. Технологическая инструкция. Контроль и учёт радиоактивных веществ и радиоактивных отходов – ФГУП «РАДОН», утв. приказом по предприятию № 622 от 07.08.2014 г, инв. № 0110.

179. Титова, Т.А. Правовое регулирование обращения с радиоактивными отходами / Дис. канд. юрид. наук: 12.00.06 / Титова Татьяна Алексеевна. – Москва, 2005. – 175 с.

180. Ткаченко, А.В. Оценка безопасности приповерхностных хранилищ / А.В. Ткаченко // Безопасность окружающей среды. – 2006. – № 3. – С.51-55.

181. Ткаченко, А.В. Оценка безопасности приповерхностных хранилищ / А.В. Ткаченко, А.В. Гуськов // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. – 2011. – № 2. – С.119-124.

182. Ткаченко, В.А. Гигиеническая оценка хранилищ типа скважин большого объёма и диаметра для радиоактивных отходов низкой и средней активности / В.А. Ткаченко // Гигиена и санитария. – 2010. – № 3. – С.25-27.

183. Узакова, И.В. Применение принципа вложенности при захоронении РАО / И.В. Узакова, В.А. Узиков, И.Г. Меринов // Альтернативная энергетика и экология. – 2010. – № 2 (82.) – С.77-86.

184. Федеральная целевая программа. Обращение с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 2008 год и на период до 2015 года: утверждена Постановлением Правительства РФ, № 484-р от 19.04.2007.

185. Федеральный закон. Российская Федерация. Об использовании атомной энергии: принят Гос. Думой 20 октября 1995 г. – № 170-ФЗ от 21.11.95.

186. Федеральный закон. Российская Федерация. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации: принят Гос. Думой 29 июня 2011 г.: одобр. Советом Федерации 6 июля 2011 г. – № 190-ФЗ от 11.07.11.

187. Федеральный закон. Российская Федерация. О радиационной безопасности населения: принят Гос. Думой 5 декабря 1995 г. № 3-ФЗ от 9.01.1996.

188. Федеральный закон. Российская Федерация. О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения: принят Гос. Думой 12 марта 1999 г.: одобрен Советом Федерации 17 марта 1999 г. – № 52-ФЗ от 30.03.1999. – 29 с.

189. Федоров, Г.А. Особенности региональной гамма-спектрометрии в лабораториях радиационного контроля / Г.А. Федоров, О.Н. Зубова // Анри. – 2002. – № 2. – С.28-35.

190. Характеристика номенклатуры ампулированных источников гамма-излучения остаточной высокой активности как объектов утилизации / В.И. Дормидонтов, В.Г. Сафронов, И.П. Коренков, С.А. Калиновский // Медицина труда и промышленная экология. – 2006. – № 10. – С.36-41.

191. Хвостова, М.С. Обращение с радиоактивными отходами на предприятиях судостроительной отрасли / М.С. Хвостова // Судостроение, судоремонт и эксплуатация флота. – 2012. – № 1. – С.53-61.

192. Чан, К.Н. Радиоактивные отходы: мировые перспективы / К.Н. Чан // Международная конференция по космической изоляции радиоактивных отходов: Бюл. ЦОИ по АЭ. – 1993. – № 10. – С.11-17.

193. Черемисин, П.И. Обращение с металлическими отходами загрязненными радиоактивными веществами / П.И. Черемисин // Рециклинг отходов. – 2008. – № 2. (14). – С.2-5.

194. Шарафурдинов, Р.Б. Некоторые аспекты системного подхода к нормативному регулированию безопасности при обращении с радиоактивными отходами / Р.Б. Шарафурдинов // Вопросы радиационной безопасности. – 2002. – № 2. – С.3-19.

195. Шарафурдинов, Р.Б. Ранжирование хранилищ твердых радиоактивных отходов предприятий ядерного топливного цикла по потенциальной опасности / Р.Б. Шарафурдинов, Л.А. Кузнецов, В.А. Денисов // Ядерная и радиационная безопасность. – 2010. – № 1. – С.10-15.

196. Шарафурдинов, Р.Б. Состояние и актуальные проблемы нормативного регулирования безопасности при обращении с радиоактивными отходами / Р.Б. Шарафурдинов, О.Н.Ушанова, А.В. Талицкая // Ядерная и радиационная безопасность. – 2007. – № 4. – С.14-26.

197. Шульга, Н.А. Обращение с различными типами радиоактивных отходов: обзор / Н.А. Шульга // Атомная техника за рубежом. – 2002. – № 8. – С.3-10.

198. Integrated observation of RW physical-chemical properties for their monitoring, accounting and optimization of their disposal in ground storage facilities/ V.P. Dolgikh, V.V. Verbitsky, T.N. Lashchenova, I.P. Korenkov / Plutonium Futures: conference programme 15-20 July 2012. – University of Cambridge UK, 2012 – P.83.

199. The approaches to the radiation characteristics of structural elements of the core determination during operation and decommissioning for BN-type reactors / Dolgikh V., Zabrodskaya S., Popov E. / International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17): conference programme 26 – 29 June 2017. Yekaterinburg, Russian Federation, 2017 P. 206 – 207.