

АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО «ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ НАУЧНО-
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ НЕОРГАНИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ ИМЕНИ
АКАДЕМИКА А.А. БОЧВАРА»

На правах рукописи

РЫКУНОВА АНАСТАСИЯ АНАТОЛЬЕВНА

**ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ОЦЕНКИ
И ОПТИМИЗАЦИИ ОБЪЕМОВ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА
ЗАМЫКАЮЩИХ СТАДИЯХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА**

2.6.8 – Технология редких, рассеянных и радиоактивных элементов

Диссертация на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Научный руководитель:
канд. хим. наук, доцент
О.В. Шмидт

Москва, 2025

Оглавление

Введение.....	6
1 лава – Литературный обзор	13
1.1 Классификация радиоактивных отходов	13
1.2 Методы обработки и утилизации радиоактивных отходов	16
1.3 Кондиционирование радиоактивных отходов	19
1.3.1 Цементирование	20
1.3.2 Отверждение в полимеры	22
1.3.3 Остекловывание	23
1.3.4 Минеральные матричные материалы (керамика).....	26
1.4 Факторы, влияющие на объем РАО	27
1.4.1 Особенности современных видов ОЯТ	28
1.4.2 Основные предпосылки фракционирования ВАО	29
1.5 Технологии фракционирования.....	33
1.5.1 Выделение фракции минорных актинидов	34
1.5.2 Выделение фракции Cs-Sr.....	35
1.5.3 Выделение фракции технеция	36
1.5.4 Выделение фракции йода	37
1.5.5 Выделение фракции углерода.....	38
1.5.6 Выделение фракции трития	38
1.6 Моделирование технологии переработки ОЯТ и обращения с РАО.....	39
1.6.1 Моделирование химико-технологических систем и расчет материального баланса	39
1.6.2 Моделирование ядерного топливного цикла	41
1.6.3 Моделирование отдельных процессов.....	43
1.6.4 ПК ВИЗАРТ	43
1.7 Постановка задачи исследования	45
2 глава – Методика проведения сравнительного анализа и подготовки рекомендаций по выбору оптимального варианта реализации ЯТЦ.....	47

2.1 Методика технической реализуемости вариантов фракционирования при переработке ОЯТ	47
2.2 Процедура оценки затрат на замыкающую стадию ЯТЦ	51
2.2.1 Общий подход к оценке затрат на замыкание ЯТЦ	51
2.2.2 Выдержка ОЯТ перед переработкой.....	51
2.2.3 Переработка ОЯТ	52
2.2.4 Обращение с РАО от переработки ОЯТ	53
Выводы по Главе 2	55
3 глава – Разработка алгоритмов расчета объемов отвержденных отходов в ПК ВИЗАРТ.....	57
3.1 Моделирование и расчет объемов РАО в ПК ВИЗАРТ	57
3.2 Алгоритм расчета операции остекловывания	59
3.2.1 Учет включений компонентов	60
3.2.2 Вычисление радиационной нагрузки на стеклоподобную матрицу.....	60
3.2.3. Учет тепловой нагрузки	62
3.3 Алгоритм расчета операций цементирувания и отверждение в МКФ-матрицу	63
3.3.1 Нейтрализация ЖРО	63
3.3.2 Отверждение РАО с использованием МКФ-матрицы	64
3.3.3 Отверждение РАО с использованием МКФ-матрицы с дегидратацией.....	65
3.3.4 Отверждение РАО с использованием цементной матрицы (стандартный портландцемент)	65
3.3.5 Отверждение РАО с использованием цементной матрицы при пониженном водоцементном отношении	66
3.4 Оценка содержания воды в отвержденных РАО	66
3.5 Оценка классов РАО	67
Выводы по Главе 3	70

4 глава – Разработка в ПК ВИЗАРТ расчетных модулей и проведение расчетов объемов РАО для различных вариантов реализации технологий фракционирования на радиохимических производствах с обоснованием выбора одного из вариантов...	71
4.1 Определение объемов РАО при различных реализациях технологий фракционирования	71
4.1.1 Программная реализация	71
4.1.2 Результаты расчета	75
4.2 Расчеты затрат на реализацию различных стратегий фракционирования....	78
4.2.1 Программная реализация	78
4.2.2 Результаты расчетов	83
4.3 Расчет оценки затрат при выборе технологий фракционирования	86
4.3.1 Программная реализация	86
4.3.2 Результаты расчетов	89
Выводы по Главе 4	90
5 глава – Расчеты объемов РАО разных классов в соответствии с существующими НП для обоснования внесения изменений в нормативную документацию	92
5.1 Исходные данные для расчета	92
5.2 Анализ влияния альфа-излучателей на конечный объем РАО	93
5.2.1 Программная реализация	93
5.2.2 Результаты расчетов	95
5.3 Расчет объема РАО в зависимости от глубины фракционирования.....	97
5.3.1 Программная реализация	97
5.3.2 Результаты расчетов	99
Выводы по Главе 5	100
6 глава – Расчетное обоснование методов обращения с фракцией Cm в ЗЯТЦ с БР101	
6.1 Предпосылки.....	101
6.2 Формирование стекла от фракции Cm.....	102

6.2.1 Программная реализация	102
6.2.2 Результаты расчетов	105
6.3 Расчетная оценка обращения с кюрием для долгосрочного хранения и последующей переработки.....	107
6.3.1 Программная реализация	107
6.3.2 Результаты расчетов	109
6.4 Анализ варианта хранения фракции Cm в ТУК.....	115
6.4.1 Программная реализация	115
6.4.2 Результаты расчетов	116
Выводы по Главе 6	118
Выводы.....	119
Список сокращений и условных обозначений.....	121
Список использованной литературы.....	124

Введение

Актуальность работы

При замыкании ядерного топливного цикла одной из важных задач является минимизация объемов радиоактивных отходов (РАО), образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Решение данной задачи предполагает разработку и анализ различных технологических схем, направленных как на сокращение количества образующихся отходов, так и на повышение качественных и эксплуатационных свойств конечного продукта. Важным критерием выбора метода переработки является соответствие продуктов переработки установленным требованиям к твердым радиоактивным отходам (ТРО), регламентирующим их дальнейшее обращение, включающее транспортирование, промежуточное хранение и окончательное захоронение. На формирование этих требований значительное влияние оказывают действующие нормы, правила и стандарты в области радиационной и ядерной безопасности, которые определяют допустимые физико-химические и радиационные характеристики отходов, а также их агрегатное состояние и форму. Целью контроля качества кондиционированных ТРО является подтверждение их соответствия критериям приемлемости, что гарантирует возможность передачи их Национальному Оператору по РАО и безопасного обращения с ними на всех стадиях жизненного цикла, включая длительное хранение и последующее захоронение.

Ключевые задачи совершенствования технологий кондиционирования РАО включают:

- снижение объемов конечного продукта;
- обеспечение его химической и механической стабильности, гарантирующей длительное безопасное хранение;
- повышение надежности и упрощение технологических операций;
- минимизацию вторичных радиоактивных отходов;
- сокращение числа операций в технологической цепочке.

Применение методов математического моделирования и использование специализированных программных средств представляет значительный интерес при анализе альтернативных вариантов замыкающей стадии ядерного топливного цикла, что позволит сократить ресурсы на проведение рутинных расчетов и минимизировать число ошибок, связанных с человеческим фактором, а также увеличить количество рассматриваемых вариантов реализации технологий.

Таким образом, возможность совершенствования технических решений методами математического моделирования с точки зрения минимизации затрат на обращение с РАО является актуальной задачей.

Основная часть работы выполнена в рамках проектного направления «Прорыв».

Степень разработанности темы исследования

Для моделирования и оптимизации технических решений на химических производствах, а также для подготовки исходных данных для создаваемых впервые и для модернизации существующих производств используются различные программные комплексы. При этом в радиохимической промышленности в качестве программного средства в настоящее время используется Программный комплекс (ПК) ВИЗАРТ, для проведения расчетов баланса материальных потоков. При этом функционал ПК ВИЗАРТ позволяет определить объем и состав образующихся отходов, но не дает возможности оценить экономические затраты на замыкающую стадию ЯТЦ, что в большинстве случаев является определяющим критерием при оптимизации технологий переработки ОЯТ и обращения с РАО. Как правило, такую оценку можно провести после завершения проектирования объекта.

Цель и задачи работы

Цель работы – разработка методики допроектной оценки объемов образующихся радиоактивных отходов и сравнения затрат на захоронение радиоактивных отходов в ядерном топливном цикле с помощью математического моделирования.

Задачи, которые необходимо решить для достижения поставленной цели:

1. Разработать и реализовать в программном комплексе (ПК) ВИЗАРТ модели технологических процессов образования РАО и обращения с РАО с необходимой степенью детализации;
2. Разработать и реализовать в ПК ВИЗАРТ модели расчета стоимости кондиционирования РАО, включающие эксплуатационные затраты и затраты на захоронение с учетом тарифов для разных классов РАО;
3. Создать алгоритм учета и провести анализ влияния различных нормативных требований на объемы образующихся РАО;
4. Провести многовариантные расчеты по оптимизации схемных решений и подготовить предложения по сокращению образующихся РАО для различных радиохимических объектов.

Научная новизна работы

1. Впервые разработана методика расчетной оценки объемов РАО, образующихся по полной технологической цепочке технологии переработки ОЯТ с учетом образования вторичных РАО. Предложенный подход позволяет количественно оценивать влияние отдельных технологических операций на конечные объемы отходов, что обеспечивает возможность выбора оптимальных схем переработки с позиций минимизации РАО.
2. Сформирован и впервые представлен алгоритм комплексной допроектной оценки затрат на организацию замыкающей стадии ЯТЦ. Алгоритм учитывает эксплуатационные расходы и затраты на захоронение с разделением по классам РАО, а также обладает возможностью расширения за счет учета дополнительных статей затрат (капитальных вложений, расходов на упаковку и др.). Реализация данного подхода формирует основу для экономически обоснованного выбора стратегий обращения с РАО.
3. Впервые проведен анализ влияния действующих нормативно-правовых требований на объемы образующихся РАО. Полученные результаты позволяют определить необходимость корректировки действующей нормативной базы.

Научная значимость

Разработаны и реализованы в ПК ВИЗАРТ алгоритмы для решения задач по допроектной оценке затрат на замыкающую стадию ядерного топливного цикла с возможностью расширения входных параметров и, соответственно, с возможностью уточнения экономической эффективности.

Практическая значимость работы

1. С 2023 года ПК ВИЗАРТ рекомендован в качестве расчетного средства для проведения ТЭО и сравнения вариантов технологических схем при разработках концепций или проектировании новых мощностей по переработке ОЯТ и обращению с РАО (перечень поручений Первого заместителя Генерального директора Госкорпорации «Росатом» № 1-8/14-ПП от 16.02.2023);

2. Расчеты, полученные в результате работы вошли в исходные данные на проектирование МП ОДЭК и исходные данные на проведение технико-экономического обоснования МП ПЭК;

3. Результаты работы использованы при выборе и обосновании технологий фракционирования на действующем предприятии РТ-1. На основании проведенных расчетов две технологии включены в программу НИОКР по радиохимии ГК Росатом.

4. Результаты расчетов использованы для обоснования создания опытно-промышленного установкой короткоживущей фракции ВАО в составе ОДЦ ФГУП «ГХК» (приказ № 1/1216-П от 25.06.2025 ГК «Росатом»).

5. Получено расчетное обоснование вариантов обращения с фракцией кюрия для МП ПЭК и МП ОДЭК.

Методология и методы исследования

В работе использовались методы математического моделирования химико-технологических процессов и систем, методы системного анализа. Расчеты проведены с использованием программного комплекса ВИЗАРТ.

Положения, выносимые на защиту

1. Методика расчета оценки затрат на реализацию различных вариантов технических решений по обращению с РАО;

2. Алгоритмы расчета объемов отходов, с учетом РАО разного класса; алгоритмы расчета отверждения в различные матрицы и алгоритмы расчета затрат на обращения с РАО, включая долговременное хранение и захоронение;

3. Результаты расчетов объемов РАО для различных вариантов реализации технологий фракционирования на радиохимических производствах с обоснованием выбора одного из вариантов;

4. Результаты расчетов объемов РАО разных классов в соответствии с существующими НП для обоснования внесения изменений в нормативную документацию;

5. Расчетное обоснование методов обращения с фракцией кюрия в ЗЯТЦ с реакторами на быстрых нейтронах.

Достоверность полученных результатов

Достоверность проведенных исследований подтверждается как обширной экспериментальной базой, так и корректностью применения методов математического моделирования, включая сравнение расчетных показателей с экспериментальными данными.

Личный вклад автора состоит в активном участии в разработке и реализации расчетных алгоритмов и программных модулей, проведении расчетных исследований, осуществлении анализа, интерпретации и обобщения наработанных данных, составлении отчетной документации, написании статей и представлении работы на российских и международных конференциях.

Апробация работы. Основные результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались на российских и международных конференциях: Processing of GLOBAL 2017 (Seoul, Korea), X Российская конференция с международным участием «Радиохимия-2022» (г. Санкт-Петербург, 2022 г.), X и XI научный семинар «Моделирование технологий ядерного топливного цикла» (г. Снежинск, 2022 г, 2023 г.), Отраслевые научно-технические конференции «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах» (г. Сочи, 2021 г., 2023 г), Научно-технический семинар «Новые направления развития в области толерантного топлива» (г. Москва, 2022 г.),

Молодежная научно-практическая конференция «Материалы и технологии в атомной энергетике», (г. Москва, 2024 г.).

Публикации. Всего 27 публикаций. Результаты диссертационной работы отражены в 5 статьях, 5 из которых размещены в реферируемых ВАК журналах, 1 статья опубликована в материалах международной конференции, 6 статей – в тезисах докладов на российских и международных конференциях, а также получено 15 свидетельств о регистрации программ ЭВМ.

Представленные в диссертационной работе результаты исследований опубликованы в статьях:

1. Программный комплекс ВИЗАРТ для балансовых расчетов материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла. / О.В. Шмидт, С.Г. Третьякова, Ю.А. Евсюкова [и др.]. // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122 (2). – С. 88-92.

2. Формализация описания технологических операций при моделировании радиохимических производств. / А.А. Рыкунова, Ю.А. Евсюкова, О.В. Шмидт [и др.]. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2021. – № 3(109). С. 63-75.

3. Алгоритм расчета объемов среднеактивных РАО, отвержденных в цементную или МКФ матрицу. / А.А. Рыкунова, В.А. Кащеев, А.Ю. Шадрин, О.В. Шмидт // Химическая технология. – 2022. – Т. 23. – № 2. С. 64-72.

4. Расчетное обоснование характеристик технологических переделов замыкающей стадии ядерного топливного цикла с использованием программного комплекса ВИЗАРТ. / И.Р. Макеева, В.Ю. Пугачев, О.В. Шмидт [и др.]. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2023. – № 4. С.5-18.

5. Оптимизация схемных решений в технологиях переработки отработавшего ядерного топлива с целью сокращения радиоактивных отходов. / Ю.А. Евсюкова, О.В. Шмидт, А.А. Рыкунова [и др.]. // Атомная энергия – 2024. – Т. 137 (1-2). С.26-31.

Структура и объем диссертации

Диссертация состоит из введения, 6 глав, заключения и списка цитируемой литературы. Материал работы изложен на 137 страницах, в том числе включает 28 таблиц и 34 рисунка. Список цитируемой литературы содержит 133 наименования.

1 глава – Литературный обзор

1.1 Классификация радиоактивных отходов

Радиоактивные отходы представляют собой материалы, образующиеся в результате применения ядерных технологий, которые не подлежат дальнейшему использованию в промышленности, энергетике или научных исследованиях. К ним также относятся все вещества, изделия и оборудование, в которых содержание радионуклидов превышает допустимые уровни, установленные нормативами радиационной безопасности, в связи с чем они подлежат контролю, изоляции и последующему захоронению с целью предотвращения вредного воздействия ионизирующего излучения на человека и окружающую среду. [1]. Радиоактивные отходы образуются на всех стадиях ядерного топливного цикла, как на дореакторном, так и на послереакторных переделах. Важной особенностью всех радиоактивных отходов (РАО) является невозможность их полного уничтожения традиционными методами (к которым можно отнести, например, сжигание или изменение химического состава), поскольку радиоактивность при этом сохраняется. Традиционные методы обращения с РАО приемлемы только для преобразования их в форму, удобную и безопасную для дальнейшего окончательного захоронения.

Существует множество подходов к классификации радиоактивных отходов, разрабатываемых и применяемых в зависимости от поставленных целей и задач. Классификационные критерии могут устанавливаться как на национальном, так и на международном уровне с учетом специфики обращения с различными категориями отходов. Перспективы и цели таких классификаций будут соответственно отличаться в плане рассмотрения, например, аспектов безопасности, происхождения и характеристик отходов, инженерно-технических требований или регулирующего контроля. Стоит отметить следующие подходы к классификации: по агрегатному состоянию: жидкие, твердые и газообразные РАО; по химическим свойствам: горючие и не горючие; по изотопному составу: содержащие короткоживущие и долгоживущие изотопы; по уровню загрязнения:

низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные; в зависимости от источника происхождения: РАО, образующиеся в ядерном топливном цикле, РАО не связанные с ЯТЦ (бытовые, медицинские и другие), отходы, образующиеся при выведении из эксплуатации ядерных установок; и отходы, формирующиеся в ходе мероприятий по ликвидации последствий радиационно опасных инцидентов и аварийных событий [2].

На рисунке 1.1 представлена схематичная классификация различных видов радиоактивных отходов, предложенная МАГАТЭ [3] в 2014 году. Данная классификация была разработана на основе подходов к классификации, разработанных в 1970, 1981 и 1994 годах [4; 5; 6], где РАО делились на три класса: высокоактивные отходы (ВАО), среднеактивные отходы (САО), и низкоактивные отходы (НАО). В новом подходе добавлено разграничение для НАО как отходы, содержащие короткоживущие радионуклиды, и отходы, содержащие долгоживущие радионуклиды, а также отходы, содержащие альфа-излучающие радионуклиды.

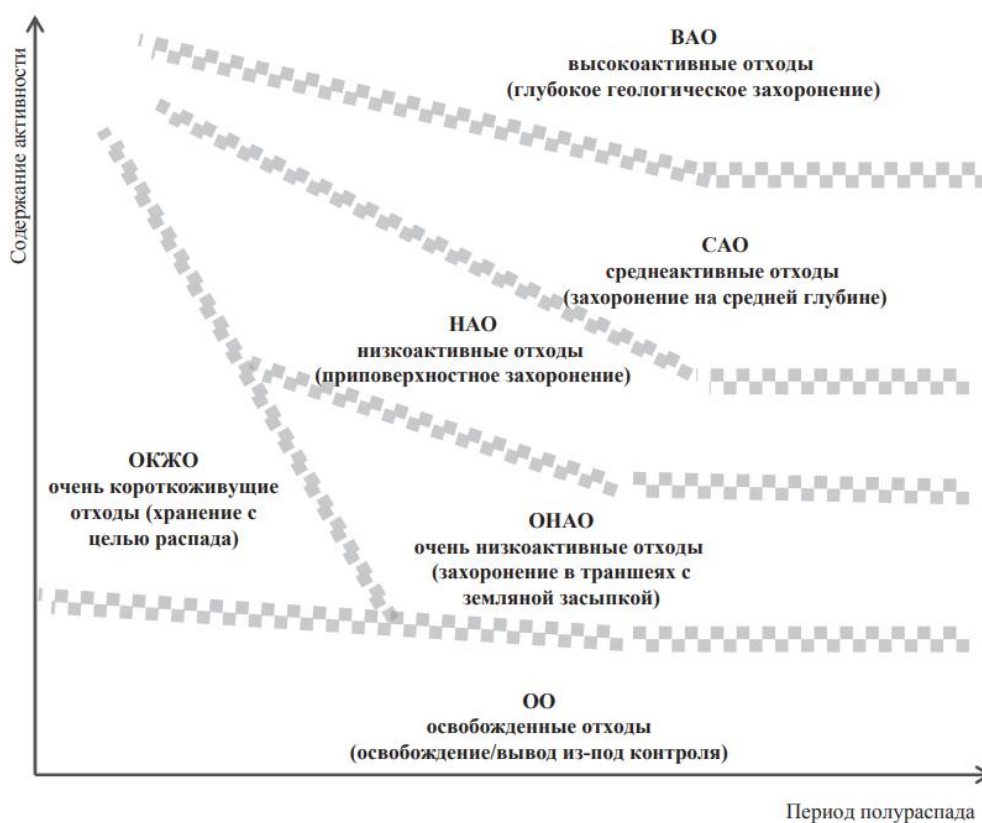


Рисунок 1.1 – Концептуальное представление схемы классификации радиоактивных отходов [3]

В соответствии с действующими нормативно-правовыми актами радиоактивные отходы подлежат приведению в форму, обеспечивающую их безопасное долговременное захоронение [7]. Существующая классификация [8] разделяет шесть классов захораниваемых РАО (таблица 1.1).

Таблица 1.1 – Классификация захораниваемых РАО [8]

Класс РАО	Виды РАО, передаваемых на захоронение	Вид пункта захоронения
Класс 1	Твердые ВАО, подлежащие захоронению в пунктах глубинного захоронения РАО с предварительной выдержкой в целях снижения их тепловыделения (остаточное тепловыделение - не более 1 кВт/м ³)	Пункт глубинного захоронения в геологические формации
Класс 2	Твердые ВАО и твердые долгоживущие САО, подлежащие, в соответствии с критериями приемлемости, установленными федеральными нормами и правилами, регулирующими обращение с РАО, захоронению в пунктах глубинного захоронения РАО без предварительной выдержки в целях снижения их тепловыделения, в том числе ОЗРИ 1 и 2 категорий опасности, установленных в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии	Пункт глубинного захоронения в геологические формации
Класс 3	Твердые САО и твердые долгоживущие НАО, подлежащие в соответствии с критериями приемлемости, установленными федеральными нормами и правилами, регулирующими обращение с РАО, захоронению в пунктах приповерхностного захоронения РАО, размещаемых на глубине до ста метров от поверхности земли, в том числе отработавшие закрытые источники ионизирующего излучения 3 категории опасности, установленной НП-067-11.	Приповерхностный пункт захоронения РАО
Класс 4	Твердые НАО, подлежащие в соответствии с критериями приемлемости, установленными федеральными нормами и правилами, регулирующими обращение с РАО, захоронению в пунктах приповерхностного захоронения РАО, размещаемых на одном уровне с поверхностью земли, в том числе ОЗРИ 4 и 5 категорий опасности, установленных в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии	Приповерхностный пункт захоронения РАО с облегченными требованиями
Класс 5	Жидкие среднеактивные и низкоактивные отходы, подлежащие в соответствии с критериями приемлемости, установленными федеральными нормами и правилами, регулирующими обращение с РАО, захоронению в пунктах глубинного захоронения радиоактивных отходов	Полигон глубинной закачки
Класс 6	РАО, образующиеся при добыче и переработке урановых руд, а также при добыче и переработке минерального и органического сырья, подлежащие в соответствии с критериями приемлемости, установленными федеральными нормами и правилами, регулирующими обращение с РАО, захоронению в пунктах приповерхностного захоронения радиоактивных отходов	Приповерхностный пункт захоронения РАО по месту образования РАО с облегченными требованиями

Для обеспечения долговременной и надежной изоляции от окружающей среды содержащихся в РАО радионуклидов применяется многобарьерная система, включающая совокупность естественных и инженерных барьеров. Приповерхностные грунты и геологические формации являются естественными барьерами, а форма и упаковка РАО, контейнеры, и другие защитные элементы в хранилищах – инженерными барьерами.

1.2 Методы обработки и утилизации радиоактивных отходов

Ключевой целью обращения с РАО заключается в предотвращении негативного воздействия содержащихся в них радионуклидов на человека и окружающую среду на протяжении всего периода их радиологической опасности. В связи с этим приоритетной задачей является обеспечение надежной изоляции отходов от биосферы на всех стадиях обращения — от образования до окончательного захоронения.

Основные пути решения данной задачи включают следующие меры [2]:

- снижение объемов образующихся радиоактивных отходов и снижение выбросов и сбросов в окружающую среду за счет совершенствования экологически безопасных технологий основных производств и обращения с РАО;
- организация сбора и классификационной сортировки отходов, согласованных с технологией переработки, хранения, захоронения;
- разработка методов и реализация переработки отходов в формы, пригодные для хранения и захоронения;
- обеспечение безопасного хранения, транспортирования, захоронения кондиционированных отходов.

При этом важно использовать принципы многокритериальной оптимизации технических решений на всех стадиях обращения с РАО, включая стремление к минимизации радиационного воздействия и материальных затрат, а также выбору прогрессивных технологических и технических решений.

Методы переработки РАО направлены прежде всего на минимизацию объемов и кондиционирование в устойчивые к разрушению материалы, пригодные

для долговременного хранения и захоронения. Для примера на рисунке 1.2 представлены основные методы обращения с РАО на ГУП МосНПО «Радон» [9].

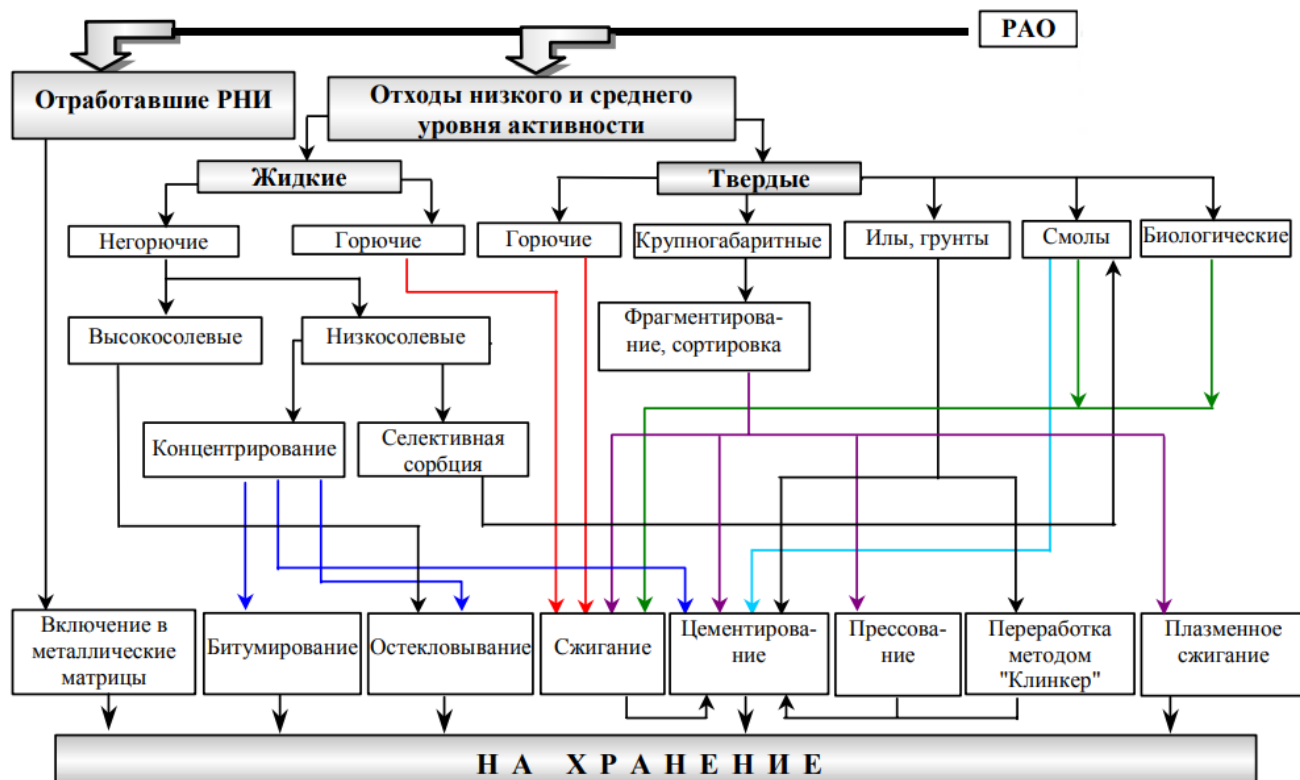


Рисунок 1.2 – Схема методов обращения с радиоактивными отходами на ГУП МосНПО «Радон» [9]

В зависимости от применяемого температурного режима процессы переработки РАО подразделяются на высокотемпературные и низкотемпературные. К низкотемпературным методам относятся: осадительная и ионообменная очистка жидких РАО, очистка с помощью выпаривания, электродиализа или электроосмоса, цементирование жидких РАО и другие. К числу наиболее значимых высокотемпературных методов относятся остекловывание и плазменная обработка жидких и твердых РАО. К методам переработки РАО низкого и среднего уровней активности относятся:

- цементирование малосолевых растворов, а также совместная переработка растворов, твердых неорганических РАО и отработавшего оборудования;
- остекловывание высокосолевых концентратов;
- отверждение в керамические матрицы неорганических ЖРО;
- сжигание/пиролиз твердых и жидких органических РАО;

– плавление неорганических ТРО и прессование металлических ТРО.

В области обращения с радиоактивными отходами необходимо соблюдать все требования, которые действуют согласно регулирующим законам, нормам и правилам, ниже приведен основной перечень нормативных документов:

- Федеральный закон №170 об использовании атомной энергии;
- Федеральный закон №190 об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации;
- НП-019-2015 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования к безопасности»;
- НП-020-2015 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования к безопасности»;
- НП-055-14 «Захоронение радиоактивных отходов, принципы, критерии и основные требования безопасности»;
- НП-069-14 «Приповерхностное захоронение отходов. Требования к безопасности»;
- НП-093-14 «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения»;

В таблице 1.2 представлены требования к удельной активности и тепловыделению для 1-4 классов РАО [10].

Таблица 1.2 – Удельная активность и тепловыделение РАО разных классов [10]

Класс	Активность α -излучателей, Бк/г		Активность β -излучателей, Бк/г	
	Долго-живущие изотопы ($T_{1/2} > 31\text{г}$)	Коротко-живущие изотопы ($T_{1/2} < 31\text{г}$)	Долго-живущие изотопы ($T_{1/2} > 31\text{г}$)	Коротко-живущие изотопы ($T_{1/2} < 31\text{г}$)
1	Тепловыделение упаковки более 100 Вт/м^3			
2	Тепловыделение упаковки не более 100 Вт/м^3			
3	$<4\ 000$	-	$<10^6$	Тритий $<10^{11}$ $^{90}\text{Sr} <2*10^{12}/\text{М}^*$ Остальные $<10^7$
4	<400	-	$<10\ 000$	Тритий $<10^8$ Остальные $<10\ 000$

*М – масса радиоактивного содержания упаковки, г

1.3 Кондиционирование радиоактивных отходов

По требованиям норм и правил в области использования атомной энергии [7] приведение радиоактивных отходов к критериям приемлемости предусматривает их преобразование в физико-химическую форму, обеспечивающую долговременную устойчивость к воздействию внешних факторов, в том числе позволяющую изолировать радиоактивные материалы и обеспечить безопасность при их перевозке и размещении в пункте захоронения, что особенно важно при обращении с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО). Основным методом кондиционирования РАО является включение их в матричную композицию для перевода отходов в малоподвижную форму для последующего размещения отвержденных РАО в подземных хранилищах до полного распада радионуклидов или приближении их активности к уровню окружающего естественного фона. Согласно работе [11] матричный материал, предназначенный для кондиционирования РАО, должен соответствовать следующим требованиям:

- 1) обеспечивать максимальное связывание и долговременное удержание радионуклидов и продуктов их распада на протяжении всего периода потенциальной опасности,
- 2) обладать высокой устойчивостью к физико-химическому воздействию в условиях захоронения и длительного хранения,
- 3) сохранять термическую стабильность при высоком содержании тепловыделяющих радионуклидов,
- 4) иметь достаточную механическую прочность, высокую теплопроводность, низкие коэффициенты теплового расширения, а также стойкость к радиационным повреждениям,
- 5) обеспечивать простоту технологической схемы получения и относительную экономичность исходных материалов.

Для отверждения ЖРО в мировой практике используются такие матричные материалы, как битум, цемент, стекло, керамика [12].

1.3.1 Цементирование

Наиболее технологически доступным и широко применяемым способом иммобилизации РАО низкого и среднего уровней активности является их введение в цементные матрицы [2]. Важными плюсами использования цементов являются доступность, низкая стоимость сырья, простота технологических процессов, негорючесть и непластичность получаемых матриц. Основные критерии качества отвержденного цементного продукта установлены законодательством (таблицы 1.3, 1.4).

Кроме представленных в таблицах критериев важными параметрами являются: доля включения отходов в компаунд, сроки схватывания цементного камня и растекаемость.

Таблица 1.3 – Показатели качества цементных компаундов [13]

Наименование показателя	Значение
Скорость выщелачивания (по ^{137}Cs), г/см ² сут, не более*	$1 \cdot 10^{-3}$
Механическая прочность (предел прочности при сжатии), МПа (кг/см ²), не менее	4,9(50)
Радиационная устойчивость при облучении, Гр**	$1 \cdot 10^6$
Морозостойкость (количество циклов замораживания/ оттаивания), не менее***	30
Устойчивость к длительному пребыванию в воде, сут****	90
<p>* Для цементных компаундов, не содержащих тритий. Допустимые пределы устанавливаются по скорости выщелачивания ^{137}Cs как радионуклида, соединения которого обладают наибольшей растворимостью в воде</p> <p>** Для цементных компаундов, содержащих органические материалы</p> <p>*** При испытании морозостойкости оттаивание радиоактивных компаундов происходит на воздухе</p> <p>**** Если прочность компаунда, прошедшего иммерсионные испытания, выше 4,9 МПа (50 кг/см²), но ниже 75 % первоначальной, время испытаний следует продлить до 180 сут, чтобы убедиться, что дальнейшего уменьшения прочности не происходит. Иммерсионные испытания проводят в тех же условиях, что и испытания на выщелачиваемость, но без смены воды.</p>	

Таблица 1.4 – Основные показатели качества цементного компаунда [14;15]

Показатель качества	Допустимые значения
Водоустойчивость (скорость выщелачивания радионуклидов по ^{137}Cs и ^{90}Sr)	Не более $1 \cdot 10^{-3}$ г/см ² сут
Механическая прочность (предел прочности при сжатии)	Не менее 50 кгс/см ²
Радиационная устойчивость	Механическая прочность не менее 50 кгс/см ² после облучения дозой 10^6 Гр
Устойчивость к термическим циклам	Механическая прочность не менее 50 кгс/см ² после 30 циклов замораживания и оттаивания (-40 ... +40 °С)
Водостойкость	Механическая прочность не менее 50 кгс/см ² после 90-дневного погружения в воду
Объем не вошедших в состав цементного компаунда ЖРО	Не более 1% объема

Одним из важных параметров при цементировании является водоцементное соотношение, которое представляет собой относительную величину количества чистого цемента в смеси к воде. При цементировании ЖРО водоцементное соотношение можно представить как раствороцементное соотношение – отношение цемента к раствору ЖРО. Чем ниже соотношение цемент: жидкость, тем труднее обрабатывать получаемый цемент и тем медленнее цемент будет набирать дополнительную прочность. Чем ниже отношение жидкость: цемент, тем меньше исходная межзерновая пористость, тем прочнее удерживается вода в порах при взаимодействии цементного камня с окружающей средой. Но стоит отметить усложнение процесса обращения с получаемым цементом при низких значениях раствороцементного соотношения. Минимально допустимое соотношение цемент : раствор составляет 1:4., при этом стоит отметить, что специальные добавки-пластификаторы позволяют повысить пластичность бетона при том же количестве воды [16].

На сегодняшний день цементная матрица не рассматривается в качестве матрицы для иммобилизации высокоактивных отходов (ВАО). Основной причиной является высокая интенсивность ионизирующего излучения от ВАО, под воздействием которого связанная и свободная вода, содержащаяся в порах цементного камня, а также растворённые соли подвергаются радиолизу, что приводит к образованию водорода и ряда других газообразных продуктов [17].

Изменения структуры и газовыделение могут вызывать деградацию структуры матрицы и снижение её барьерных свойств при длительном хранении. Поэтому существуют сомнения в применимости цементной матрицы для локализации ВАО на протяжении длительного периода, определяемого требованиями к захоронению.

При этом существуют работы по радиационным испытаниям цементных компаундов, которые показывают радиационную устойчивость цементов к дозам 10^8 Гр [18; 19; 20; 21]. Результаты исследования физико-химических свойств, морфологических, структурных и фазовых особенностей цементных компаундов показывают способность цементного камня сохранять их под воздействием высоких радиационных нагрузок.

1.3.2 Отверждение в полимеры

Параллельно с развитием технологий цементирования в различных странах велись исследования по разработке альтернативных, более эффективных связующих материалов с большей водостойкостью и радиационной стойкостью конечных продуктов иммобилизации, а также обеспечивающих более высокую степень включения РАО в матрицу и улучшенные эксплуатационные характеристики. Применение полимеров в качестве матрицы для закрепления радиоактивных отходов позволяет достичь низкого уровня выщелачивания.

Полимерные матрицы характеризуются значительной емкостью по включению отходов, одновременно радиационная стойкость полимеров ограничивается дозой в диапазоне от 10^5 до 10^7 Гр. Стоит отметить, что полимеры характеризуются низкой теплопроводностью и относительно низкой скоростью горения. При этом отверждение РАО в полимерные материалы приводит к

деградации большинства физико-химических свойств полимеров, что требует внимательной проверки и оценки каждой конкретной системы перед выбором этого метода иммобилизации [22]. В настоящее время использование полимеров в качестве отверждающей матрицы применяется при иммобилизации органических отходов, например, ионообменных смол [10]. Требования к качеству полимерного компаунда перечислены в таблице 1.5.

Таблица 1.5 – Основные показатели качества полимерного компаунда [14; 15]

Показатель качества	Допустимые значения
Водоустойчивость (скорость выщелачивания радионуклидов по ^{137}Cs и ^{90}Sr)	$1 \cdot 10^{-3} \div 1 \cdot 10^{-3}$ г/см ² ·сут.
Термическая стойкость	Отсутствие изменений структуры и водостойкости в результате хранения при температуре от 0° до 100°С
Радиационная стойкость	Неизменность структуры и водоустойчивости при значениях дозы 10 ⁴ Гр (по бета-излучению)
Газовыделение	Отсутствует
Объем не вошедших в состав цементного компаунда ЖРО	Не более 1% объема

В данной работе метод отверждения в полимеры не рассматривается подробно так как в последнее время он не получает достаточно широкого применения.

1.3.3 Остекловывание

В качестве наиболее эффективного типа матриц, как с точки зрения качественных показателей (химическая, радиационная стойкость, механическая прочность и др.), так и технологичности получения признаны стеклоподобные материалы [23]. В ряде стран с развитой ядерной энергетикой, таких как Франция, Великобритания, Индия, Япония, действуют промышленные или опытно-промышленные установки остекловывания на базе металлических и керамических

плавителей с включением ВАО в боросиликатные стекла [2]. В России практика промышленного применения процесса остекловывания жидких радиоактивных отходов основывается в основном на использовании алюмофосфатных и алюмоборофосфатных стекол [24, 25].

Эффективность процесса остекловывания определяется как степенью включения в стекло оксидов элементов, содержащихся в жидких радиоактивных отходах, так и соответствием требованиям нормативных документов по химической, термической стойкости и ряду других параметров. Термическая стойкость остеклованных отходов является весьма критичным фактором с точки зрения обеспечения безопасной локализации радионуклидов. Из результатов исследований известно, что стеклообразные материалы термодинамически неустойчивы и при температурном воздействии склонны к расстекловыванию. Так, фосфатные стекла при температурах более 450 °С склонны к кристаллизации, сопровождающейся увеличением скорости выщелачивания компонентов на один-два порядка. У боросиликатных стекол температура кристаллизации несколько выше (около 550 °С) [2522].

Высокая способность стекла к включению широкого спектра химических элементов определяется его структурно-химическими особенностями. Стеклообразное состояние формируется в результате закалки переохлажденных расплавов и представляет собой метастабильную твердую фазу аморфной природы. Для наиболее распространенного и промышленно значимого класса оксидных стекол основу сетчатой структуры составляют диоксид кремния, оксиды бора и фосфора. При этом в трехмерный полимерный каркас, могут внедряться катионы-модификаторы, обычно оксиды щелочных и щелочноземельных металлов, включение которых приводит к нарушению непрерывности сетки, снижению температуры плавления и уменьшению вязкости расплава, что облегчает переработку материала. При определенных соотношениях компонентов модифицирующие оксиды могут выполнять функцию вторичных стеклообразователей, встраиваясь в сетчатую структуру. Сосуществование нескольких стеклообразователей в системе приводит к формированию смешанных

структурных каркасов, что сказывается на термодинамических и диффузионных характеристиках материала. Преобладание ковалентного характера химических связей обуславливает высокую топологическую связанность структуры, низкую летучесть компонентов и малые коэффициенты диффузии, что является критически важным для долговременной иммобилизации радионуклидов [22].

Экспериментально доказана стойкость алюмофосфатного стекла к дозовым нагрузкам до 10^8 Гр, а боросиликатного к дозовым нагрузкам до 10^9 Гр [26], что показано на рисунке 1.3.

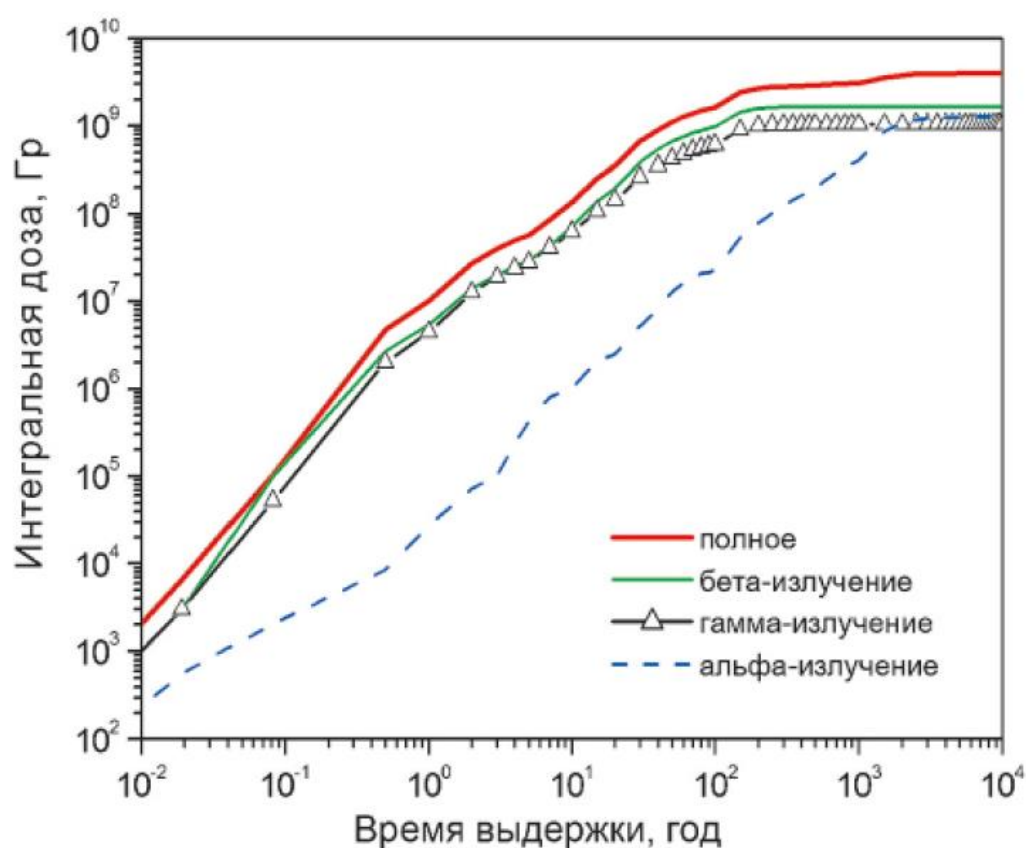


Рисунок 1.3 – Зависимость радиационной дозы от времени выдержки для боросиликатного стекла [26]

Требования к качеству стеклоподобного компаунда, предъявляемые нормативными документами НП-019 [14; 15], перечислены в таблице 1.6.

Таблица 1.6 – Показатели качества стеклоподобного компаунда [14; 15]

Показатель качества	Допустимые значения
Состав РАО	Не более 0,2 % альфа- излучателей
Однородность	Равномерность состава компаунда по макрокомпонентам в пределах $\pm 10\%$, отсутствие выделения дисперсных фаз
Водоустойчивость при 25 °С (скорость выщелачивания ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{239}Pu)	^{137}Cs : не более 10^{-5} г/(см ² ·сут); ^{90}Sr : не более 10^{-6} г/(см ² ·сут); ^{239}Pu : не более 10^{-7} г/(см ² ·сут)
Термическая стойкость	Сохранение свойств, в том числе однородности, прочности и водоустойчивости, при воздействии температур, создаваемых при хранении компаунда, в том числе за счет теплового выделения компаунда, в соответствии с показателями, установленными настоящими Требованиями безопасности
Радиационная стойкость	Сохранение свойств, в том числе однородности, прочности и водоустойчивости, согласно показателям, установленными Требованиями безопасности, при воздействии ионизирующего излучения, обусловленного радиоактивным содержимым (прогнозируемая поглощенная доза за период 10 000 лет), но не менее: дозы 10^8 Гр (по β -, γ -излучению); 10^{18} α -распадов/см ³
Механическая прочность: прочность на сжатие; прочность на изгиб; модуль Юнга	не менее $4,1 \cdot 10^7$ Па; не менее $9 \cdot 10^6$ Па; не менее $5,4 \cdot 10^{10}$ Па
Газовыделение	Отсутствует

1.3.4 Минеральные матричные материалы (керамика)

В ряде работ предложены методы иммобилизации РАО в минеральные матричные материалы (керамику) на основе твердых растворов порообразующих и акцессорных минералов [27, 28]. Такие материалы характеризуются высокой устойчивостью в условиях длительного хранения в геологических формациях, поскольку их состав и структура максимально приближены к природным минералам и горным породам, продемонстрировавшим длительную совместимость с биосферой в ходе геологической эволюции.

В качестве популярной минеральной матрицы можно рассмотреть калий-магний-фосфатную матрицу (МКФ-матрицу), которая может быть синтезирована при комнатных условиях по реакции $\text{MgO} + \text{KH}_2\text{PO}_4 + 5\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{MgKPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ [29]. Так как вода встраивается в состав матрицы, водные РАО могут быть непосредственно затворены при добавлении к ним связующих компонентов, что упрощает процесс.

Нетермический процесс отверждения в МКФ-матрицу сходен процессу цементирования и характеризуется невысокими затратами, простой реализацией и мобильностью процесса отверждения. Стоит отметить, что простота аппаратного оформления метода приводит к минимизации «вторичных» РАО. Отверждение РАО в МКФ-матрицу обладает рядом существенных преимуществ, включая высокую химическую стойкость, возможность переработки отходов в широком диапазоне значений pH, высокую степень заполнения матрицы компонентами РАО, а также устойчивость к воздействию низких температур. Радиационная устойчивость МКФ-матрицы составляет 1 МГр [30], что позволяет использовать МКФ-матрицу для иммобилизации жидких САО.

1.4 Факторы, влияющие на объем РАО

На объем получаемых при переработке ОЯТ РАО оказывают значительное влияние различные факторы, такие как:

– тип перерабатываемого ОЯТ – топливо современных энергетических реакторов с высоким уровнем выгорания характеризуется повышенным накоплением трансурановых элементов, в том числе изотопов плутония и минорных актинидов, а также значительным содержанием продуктов деления, включая долгоживущие радионуклиды (^{99}Tc , ^{129}I , ^{135}Cs и др.). Для такого топлива характерны высокая удельная радиоактивность, интенсивное тепловыделение, а также сложный изотопный и элементный состав, оказывающий влияние на выбор технологий переработки, кондиционирования и долговременного хранения;

– тип переработки – современные методы переработки позволяют увеличить эффективность извлечения целевых компонентов (урана и плутония) и

предусмотреть стадии фракционирования и выделения МА или отдельных ПД из ОЯТ;

– класс образующихся РАО – в процессе переработки образуются РАО разных классов, дальнейшее обращение (включая хранение и захоронение) с которыми имеет специфические особенности, обусловленные требованиями к типам хранилищ, а также затратами на их содержание и окончательную изоляцию;

– возможность перерабатывать ОЯТ от реакторов зарубежных заказчиков, что подразумевает необходимость переработки, фракционирования и возврата зарубежному заказчику фракции для хранения на их территории.

1.4.1 Особенности современных видов ОЯТ

Увеличение средней глубины выгорания в современных проектах PWR и ВВЭР в последние годы, использование смешанного уран-плутониевого топлива, более широкое внедрение реакторов на быстрых нейтронах – данные особенности современных видов ОЯТ позволяют не только повысить экономическую эффективность ядерной энергетики и обеспечить более полное использование энергетического потенциала ядерного топлива, но и создают дополнительные сложности и проблемы для безопасного хранения и переработки отработавшего топлива. Увеличение выгорания обуславливает увеличение содержания продуктов деления и продуктов распада в отработавшем топливе. Такое ОЯТ имеет более высокие значения тепловыделения и удельной активности, а также плохие механические свойства оболочек ТВЭЛОВ, что может усложнять процессы переработки ОЯТ и обращения с РАО [31].

Факторы, влияющие на усложнение процессов обращения с ОЯТ и РАО [32]:

1. Высокое тепловыделение ОЯТ требует постоянно работающей системы активного охлаждения, срок службы которой увеличивается из-за медленно спадающего тепловыделения, что приводит к усложнению проектирования и удорожанию эксплуатации хранилищ ОЯТ.

2. Высокое содержание трансураниевых элементов усложняет химические процессы переработки ОЯТ. Требуются сложные технологии для разделения и

извлечения трансураниевых элементов и более высокие меры безопасности для обращения с этими материалами.

3. Долгоживущие радиоактивные изотопы, такие как плутоний-239 и изотопы америция, требуют длительных периодов хранения в специальных условиях, чтобы избежать радиационного загрязнения и снизить риски для окружающей среды. Это вызывает необходимость проектировать и строить хранилища глубокого захоронения с долговременной безопасностью, рассчитанные на тысячелетия.

4. Высокая активность ОЯТ приводит к ужесточению требований к радиационной защите работников и окружающей среды. Необходим усиленный контроль и мониторинг за состоянием ОЯТ и РАО, в том числе регулярные проверки и системы детектирования утечек радиации.

5. Разработка, строительство и эксплуатация хранилищ, перерабатывающих заводов и систем мониторинга требуют значительных финансовых вложений. Необходимость в специализированных технологиях и оборудовании также увеличивает стоимость обращения с РАО.

6. Высокая радиационная опасность и длительные сроки хранения могут вызвать общественные беспокойства и потребовать дополнительного регулирования и общественного обсуждения. Социальные и политические аспекты могут влиять на принятие решений и задерживать реализацию проектов по обращению с РАО.

7. Разработка новых методов переработки, таких как пирохимические процессы или технологии трансмутации, требует проведения обширных исследований и внедрения инноваций. Инвестиции в научные исследования и международное сотрудничество могут способствовать улучшению методов обращения с РАО.

1.4.2 Основные предпосылки фракционирования ВАО

Большинство известных схем промышленной переработки ОЯТ (варианты PUREX-процесса) предусматривают выделение в качестве целевых элементов урана, плутония, нептуния и, иногда, сопутствующего технеция, а варианты

фракционирования рассматривают как сопряженный с основным процессом выделения МА (америция, кюрия) и иногда выделения основных тепловыделяющих радионуклидов (щелочных и щелочно-земельных элементов).

Существующие экономические оценки демонстрируют, что вклад процессов фракционирования в общие затраты на реализацию замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) является незначительным по сравнению с расходами на кондиционирование, контролируемое хранение и захоронение РАО [33]. Следовательно, при разработке стратегий фракционирования первоочередное внимание должно уделяться вариантам хранения и захоронения кондиционированных РАО. При этом расчет объема кондиционированных РАО может базироваться на показателях радиационной устойчивости матрицы, рассматриваемых как предельно допустимые дозовые нагрузки для данного материала. Иными словами, существует минимально допустимый объем матрицы на единицу массы перерабатываемого ОЯТ, при котором формируемый стеклокомпанд удовлетворяет либо нормативным требованиям [15], либо экспериментально обоснованным допустимым пределам радиационной нагрузки [34]. Этот минимальный объем зависит от следующих факторов:

- изотопного состава перерабатываемого ОЯТ;
- времени выдержки ОЯТ до переработки;
- применяемой технологии переработки;
- эффективности выделения целевых элементов при переработке ОЯТ;
- степени выделения изотопных фракций для промежуточного хранения или, в перспективе, дожигания некоторых из них (например, фракции минорных актинидов).

На рисунках 1.4 и 1.5 представлено сравнение вклада отдельных фракций в объем РАО и изменение вклада фракций в объем ВАО в зависимости от времени выдержки ОЯТ до переработки [35].

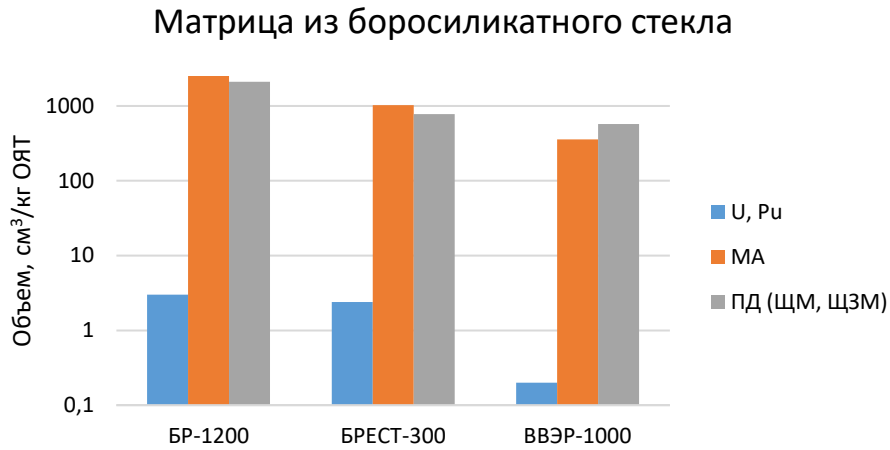


Рисунок 1.4 – Вклад отдельных фракций в объем РАО [35]

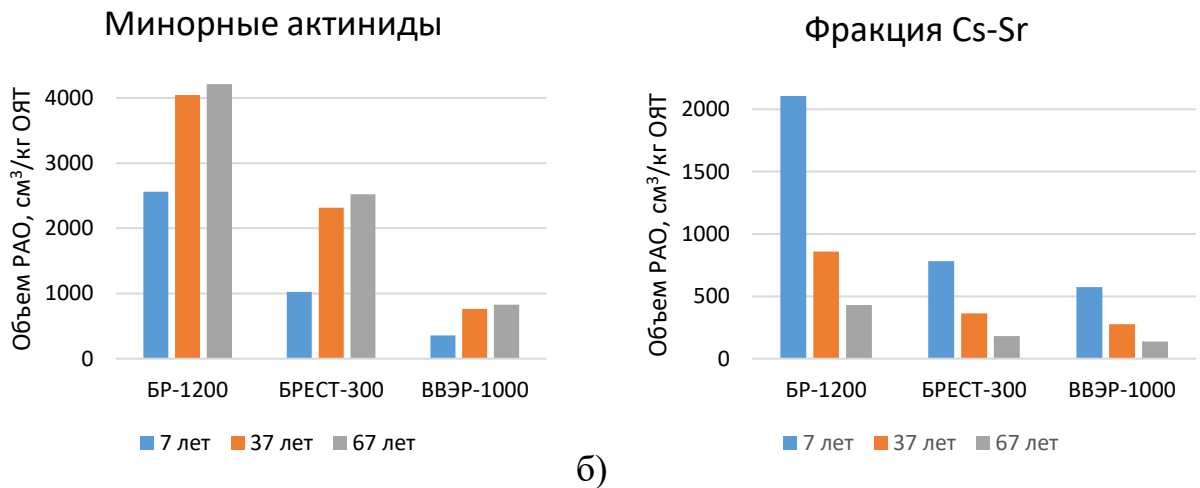


Рисунок 1.5 – Изменение вклада фракций радионуклидов в объем ВАО при различных временах выдержки ОЯТ до переработки:
а) минорные актиниды, б) фракция Cs-Sr (продукты деления) [35]

Из рисунков 1.4, 1.5 следует, что основной вклад в объем образующихся ВАО вносят МА и фракция Cs-Sr. Кроме того, данные рисунка 1.5а позволяют сделать вывод, что внереакторная выдержка ОЯТ без переработки в интервале времени до 40-50 лет, несмотря на распад значительной части ПД, приводит к заметному увеличению объемов РАО, требующих глубинного подземного захоронения. Это объясняется резким возрастанием в ОЯТ количества ^{241}Am – продукта распада ^{241}Pu (рисунок 1.6).

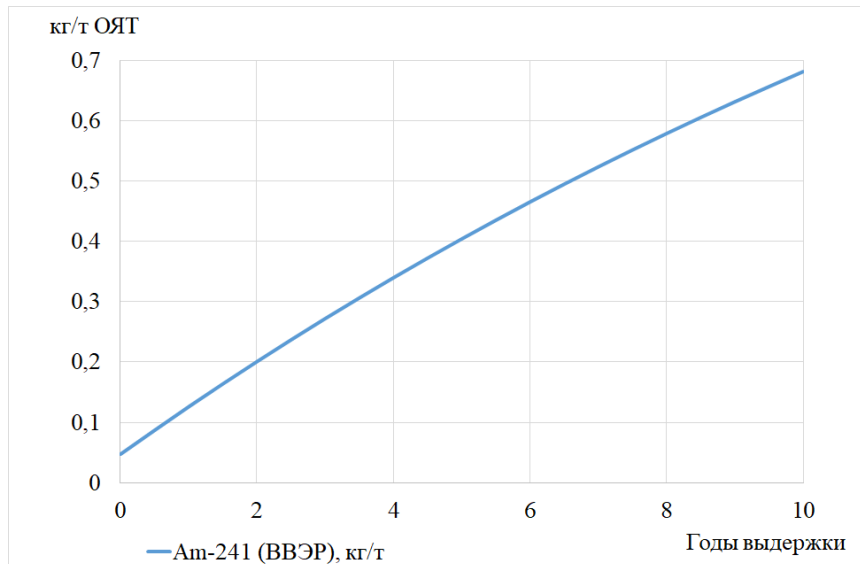


Рисунок 1.6 – Тренд накопления америция-241 в ОЯТ ВВЭР-1000 при хранении без переработки

Относительно короткие периоды полураспада основных теплогенерирующих нуклидов – ^{137}Cs и ^{90}Sr – определяют целесообразность рассмотрения варианта выделения их в отдельную фракцию и контролируемого хранения до распада основной части активности с последующим захоронением в приповерхностные хранилища. Данные свидетельствуют, что выделенные в отдельную фракцию ЩМ и ЩЗМ ($^{134,135,137}\text{Cs} + ^{90}\text{Sr}$) позволяют сформировать относительно приемлемый объем матрицы для приповерхностного захоронения (около 2 л БСС/кг ОЯТ) только через 300 лет контролируемого хранения, причем на начальном этапе хранения эта фракция будет классифицироваться как РАО с высоким удельным тепловыделением. Кроме того, надо иметь в виду, что попадание в выделенную фракцию изотопов ^{241}Pu и ^{241}Am в количестве всего лишь 1 мкг/л при формировании РАО третьего класса приведет практически к полуторакратному росту объема матрицы.

Следует отметить, что значительный объем компаунда при генерировании РАО третьего класса опасности провоцируют активные продукты деления, которые обычно оказываются вне сферы внимания при рассмотрении проблем фракционирования, в частности, и кондиционирования РАО, в целом. К таким продуктам деления относятся, в первую очередь, ^{151}Sm и ^{99}Tc .

1.5 Технологии фракционирования

Фракционирование отходов – переработка жидких ВАО с разделением на фракции групп радионуклидов, близких по свойствам. При этом фракционирование может быть способом минимизации отходов 1 и 2 класса, так как в выделенных фракциях радионуклиды концентрируются в относительно небольших объемах, и фракции практически не содержат балластных компонентов и могут быть иммобилизованы в индивидуальные, специфичные для данной фракции матрицы.

Достигнутый уровень разработки технологий фракционирования позволяет выделять из смеси жидких ВАО фракции щелочных и щелочно-земельных металлов, редкоземельных элементов и актиноидов. Конечная цель обращения с фракционированными отходами – включение их в специфические твердые матрицы, пригодные для последующего захоронения в геологических формациях [36], и, например, для трансмутации в реакторах-дожигателях.

Жидкие радиоактивные отходы, образующиеся при переработке ОЯТ, содержат большое количество продуктов деления и распада. Как показано на рисунке 1.7, основную γ -активность и тепловыделение определяют или образующиеся в результате ядерных реакций и обладающими длинными периодами полураспада минорные актиниды – нептуний, америций, кюрий, (так время полураспада для ^{243}Am составляет 7 370 лет, ^{245}Cm – 8 500 лет, ^{247}Cm – 15,6 млн лет, ^{248}Cm – 348 тыс. лет), рисунок 1.7а, или тепловыделяющие ^{137}Cs и ^{90}Sr , в случае небольшого времени выдержки (рисунок 1.7б) [37].

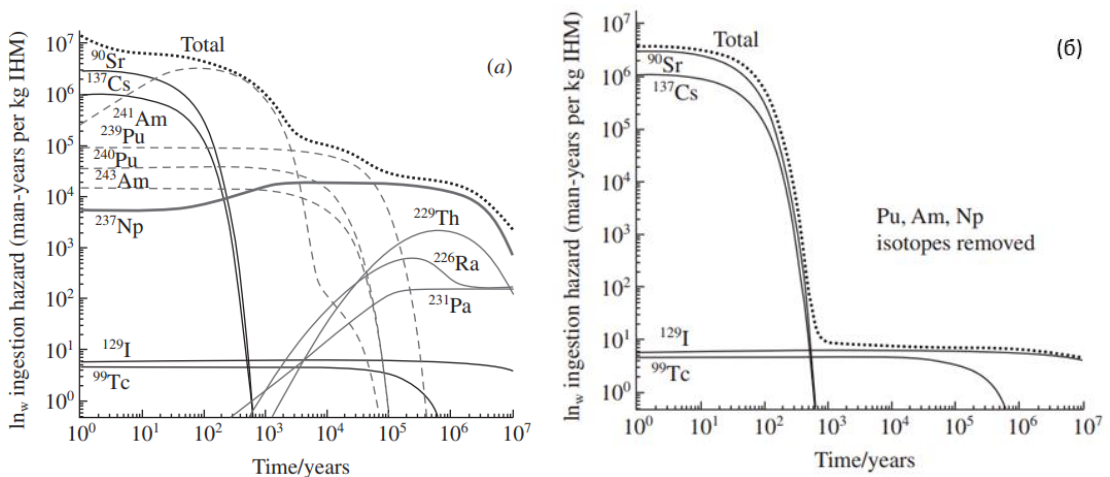


Рисунок 1.7 – Изменение радиотоксичности во времени:
а) без учета выделения ТУЭ; б) с учетом выделения ТУЭ [37]

1.5.1 Выделение фракции минорных актинидов

Одним из перспективных направлений по уменьшению объемов РАО, предназначенных для захоронения в глубоких геологических формациях, является фракционирование РАО с последующим извлечением минорных актиноидов для их переработки (дожигания в быстрых реакторах, жидкосолевых реакторах или в специальных установках) [38]. Для выделения и разделения МА разработаны разнообразные экстракционные и сорбционные методы [39]. По виду используемых экстрагентов можно выделить:

- экстракция РЗЭ, U и ТУЭ (с их возможным разделением) нейтральными фосфорорганическими соединениями (TRUEX- процесс [40], TRPO- процесс [41], SETFICS- процесс [42] и др.);

- экстракция РЗЭ и/или ТПЭ диамидами дикарбоновых кислот (DIAMEX- процесс [43], ARTIST- процесс [44] и др.);

- экстракция ТПЭ, РЗЭ (и реже Sr) кислыми фосфорорганическими соединениями (TALSPEAK- [45; 46], DIDPA- [47], СТН- [48], ZIALEX- [49] процессы и др.);

- экстракция бис-(триазинил)-пиридинами (r-SANEX- процесс [50] и др.);

- экстракция РЗЭ и/или ТПЭ, разделение америция и кюрия различными смесями соединений (TRUESPEAK- процесс [51], r-SANEX [52]; i-SANEX [53], 1-cycle SANEX [54], LUCA-процесс [55], ALSEP- процесс [56], EXAm-процесс [57] и др.);

- селективная экстракция отдельных радионуклидов макроциклическими соединениями (CSEX- [58], SREX- процессы [59] и др.);

- экстракция щелочных и щелочноземельных элементов (в первую очередь, Cs и Sr) органическими катионообменниками (DDC- процесс [60] и др.);

- экстракция всех долгоживущих радионуклидов смесями экстрагентов различных классов (UNEX- процесс [61]).

Также существуют сорбционные технологии выделения Am-Cm [62; 63; 64] методами вытеснительной комплексообразовательной хроматографии.

1.5.2 Выделение фракции Cs-Sr

В таблице 1.7 представлены характеристики изотопов цезия и стронция, содержащихся в ОЯТ ВВЭР-1000 с разным выгоранием щелочно-земельных элементов, с учетом, что после контролируемого хранения в течение 300 лет фракция Cs-Sr будет приемлема для приповерхностного захоронения. Причем стоит отметить, что на начальном этапе хранения эта фракция будет классифицироваться как РАО 1-го класса с высоким удельным тепловыделением, но так как время полураспада составляет около 30 лет, то данную фракцию можно называть короткоживущей фракцией (КФ).

Таблица 1.7 – Характеристики фракции ЩМ и ЩЗМ [65]

Изотоп	Период полураспада, лет	Время выдержки, годы	Активность, Бк/кг ОЯТ	
			ВВЭР-1000 выгорание 50МВт	ВВЭР-1000 выгорание 70МВт
$^{137}\text{Cs} + ^{90}\text{Sr}$ (с дочерними продуктами распада) + ^{134}Cs	Около 30 лет	0	$1,49 \cdot 10^{16}$	$2,10 \cdot 10^{16}$
		30	$6,91 \cdot 10^{15}$	$9,58 \cdot 10^{15}$
		60	$3,42 \cdot 10^{15}$	$4,74 \cdot 10^{15}$
		90	$1,69 \cdot 10^{15}$	$2,35 \cdot 10^{15}$
		120	$8,37 \cdot 10^{14}$	$1,16 \cdot 10^{15}$
		180	$2,05 \cdot 10^{14}$	$2,85 \cdot 10^{14}$
		300	$8,38 \cdot 10^{12}$	$1,16 \cdot 10^{13}$
^{135}Cs	$2,3 \cdot 10^6$	-	$2,11 \cdot 10^{10}$	$3,44 \cdot 10^{10}$

Из проверенных на реальных отходах технологических процессов, позволяющих выделять Cs и Sr из кислых РАО с высоким содержанием солей, наибольший интерес представляют процессы, основанные на применении макроциклических соединений (краун-эфиров различного строения [66]) и процессы, использующие жидкие катионообменники (хлорированный дикарболлид кобальта [67]).

Краун-эфиры обладают уникальной селективностью к радионуклидов (в том числе к ионам ^{90}Sr и ^{137}Cs) и могут быть использованы как экстрагенты для извлечения щелочных и щелочноземельных металлов, в том числе и из кислых отходов [68; 69; 70]. Краун-эфиры характеризуются высокой растворимостью в

органических средах и низкими потерями при водно-органическом распределении, при этом сохраняют высокую селективность к катионам радионуклидов, что определяет их эффективность в процессах экстракции. [71]. Примеры структурных формул краун-эфиров представлены на рисунке 1.8.

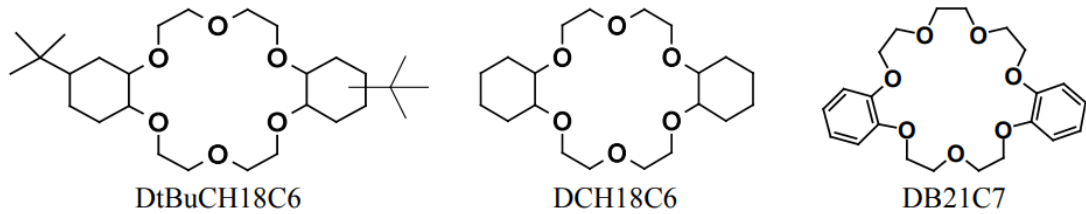


Рисунок 1.8 – Структурные формулы различных краун-эфиров

Использование хлорированного дикарболлида кобальта (ХДК) позволяет эффективно извлекать из РАО цезий [72], а в присутствии полиэтиленгликоля (ПЭГ)– фракцию Cs-Sr [73]. Важным достоинством экстракционных систем на основе ХДК является высокая радиационная и химическая устойчивость органической фазы. Технология переработки кислых РАО с использованием ХДК была реализована на ФГУП «ПО Маяк» с 1996 по 2007 гг. в промышленном масштабе [74; 75]. Структурные формулы ХДК и ПЭГ представлены на рисунке 1.9.

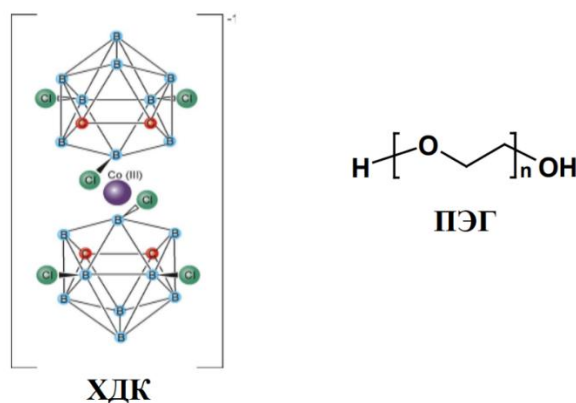


Рисунок 1.9 – Структурные формулы ХДК и ПЭГ

1.5.3 Выделение фракции технеция

В ОЯТ энергетических установок с высоким уровнем выгорания содержится большое количество долгоживущего изотопа ^{99}Tc . Выделение технеция вместе с

относительно короткоживущими продуктами деления, для которых предусмотрены методы приповерхностного захоронения, может быть нецелесообразным в связи с требованиями к изоляции радионуклидов с длительным сроком активности. Такая практика может привести к увеличению радиационных рисков и усложнению условий безопасного обращения с отходами. Поэтому выведение технеция в отдельный поток является важной технологической задачей.

В настоящее время в мировой практике разработан и исследован широкий спектр экстракционных технологий, ориентированных на селективное выделение технеция при переработке оксидного ОЯТ [76; 77; 78; 79; 80; 81; 82]. Базовым и наиболее проработанным вариантом селективного выделения технеция является экстракция трибутилфосфатом (ТБФ), применяемым в различных органических растворителях. Основой процесса является способность Тс к комплексообразованию с молекулами ТБФ, что обеспечивает его эффективный переход в органическую фазу и, как следствие, возможность отделения от других компонентов растворенной матрицы ОЯТ [83; 84; 85].

Помимо этого, технеций может соэкстрагироваться в анионной форме, главным образом в виде пертехнетата, совместно с уранилом U(VI) и некоторыми четырехвалентными элементами. Особое значение имеет совместная экстракция с цирконием, поскольку именно цирконий присутствует в значительных количествах в растворах переработки ОЯТ и во многом определяет распределение технеция между фазами [86; 87; 88; 89].

Так как ^{99}Tc не тепловыделяющий изотоп, получаемые при выделении технеция РАО могут являться вторым или третьим классом РАО. Отверждение фракции с технецием следует проводить в БСС.

1.5.4 Выделение фракции йода

Радионуклиды йода представляют особую опасность с радиологической и экологической точки зрения, так как имеют склонность к локализации в щитовидной железе, в которой уже при малых дозах могут происходить канцерогенные изменения.

Легколетучий йод, содержащийся в ОЯТ, при переработке улавливают из газовой фазы сорбционными методами [90]. В технологиях переработки ОЯТ для улавливания йода может применяться подогреваемый до 200 °С композит, включающий металлические Ag и Ni в соотношении 1:(4-5) масс. %, интеркалированные в пористые гранулы гамма-оксида алюминия. Эффективность очистки от йода при 200 °С составляет 99 % [91].

В качестве инкапсулирующей матрицы для йода обычно используется цемент. РАО, получаемые при этом, являются 3 классом, для которого допустимо приповерхностное захоронение.

1.5.5 Выделение фракции углерода

Углерод, содержащийся в нитридном ОЯТ, содержит долгоживущий изотоп ^{14}C , обладающий высокой удельной активностью, что требует высоких объемов нейтральной матрицы при отверждении его в РАО 3 класса. В связи с высокой летучестью углерода при его отверждении не должны использоваться высокотемпературные процессы, такие как остекловывание, и наиболее предпочтительным способом отверждения является цементирование.

В технологиях переработки ОЯТ предлагается технология абсорбционной очистки от CO_2 раствором гидроксида натрия при температуре 20°С. Эффективность улавливания CO_2 должна составить 99,9 % [92].

1.5.6 Выделение фракции трития

В современных технологиях переработки ОЯТ для выделения трития и концентрирования тритиевых потоков используются прежде всего операции волоксидации и высокотемпературной отгонки трития [92], а также технологии фазового и изотопного обмена. Процессы детритизации водных потоков предназначены для сокращения объемов тритийсодержащего дистиллята, очистки от трития конденсата установки обращения с высокоактивными продуктами для использования в условно чистом водообороте и для вывода трития из технологической схемы в виде концентрата во избежание его накопления в водных потоках системы свыше допустимого уровня.

Для проведения детритизации воды предусмотрен СЕСЕ–процесс (Combined Electrolysis Catalytic Exchange process), обеспечивающий наибольший коэффициент разделения при хорошей кинетике процесса и, соответственно, меньший объем разделительного оборудования по сравнению с ректификацией под вакуумом. В основе СЕСЕ-процесса лежит химический изотопный обмен между водой и водородом [93].

1.6 Моделирование технологии переработки ОЯТ и обращения с РАО

Существуют разные типы программных средств для моделирования химико-технологических процессов, которые различаются по назначению, уровню детализации и области применения. Можно выделить следующие категории:

1) Универсальные симуляторы химико-технологических процессов, позволяющие проводить расчеты материального и теплового баланса для химических технологий, в основном применяются в отраслях нефте- и газо-переработки.

2) Программные комплексы технико-экономического моделирования, анализа и оценки систем ядерной энергетики и объектов использования атомной энергии, которые предназначены для обоснования направлений стратегического развития отрасли, а также для решения задач по оценке возможной роли атомной энергетики в обеспечении устойчивого развития, планирования ядерно-энергетических программ и развития ядерной инфраструктуры.

3) Специализированные симуляторы для отдельных операций, ориентированные на узкие области и относящиеся как к химическим технологиям, так и к радиохимическим технологиям.

1.6.1 Моделирование химико-технологических систем и расчет материального баланса

Существует множество программных продуктов, предназначенных для расчета материальных балансов, которые находят широкое применение в промышленности и научных исследованиях для оптимизации технологических процессов, анализа их эффективности и повышения экономических показателей.

Выбор конкретного программного продукта определяется характером решаемых задач и требованиями к моделированию. Некоторые из наиболее популярных программ:

CHEMCAD [94]: инструмент для инженерного моделирования, включающий средства статического анализа процессов, основанных на фазовых и химических превращениях, а также модули для расчета размеров, конструктивных параметров, а также стоимости оборудования. CHEMCAD применяется для проведения теплотехнических, гидравлических, фазовых и химических расчетов в области проектирования, оптимизации и анализа работы технологических установок.

Aspen Plus [95]: применяется для проектирования, анализа, оптимизации и исследования режимов работы технологических установок в различных отраслях промышленности (нефтехимической, химической, металлургической, энергетической и фармацевтической). Поддерживает детализированный расчет материальных и энергетических потоков на основе химических и фазовых превращений. Включает обширные базы данных термодинамических и физических свойств веществ.

Aspen HYSYS [96; 97]: система моделирования и оптимизации химико-технологических процессов, ориентированная преимущественно на задачи нефтегазовой, нефтехимической и энергетической промышленности. Может проводить расчеты массового, энергетического балансов, парожидкостного равновесия, теплопередачи, массопереноса, химической кинетики. HYSYS широко применяется для проектирования, анализа, оптимизации и управления технологическими установками, а также для обучения персонала. Его функциональные возможности позволяют моделировать как установившиеся, так и переходные режимы, включая аварийные ситуации и пусконаладочные операции.

SuperPro Designer [98]: Специализированное ПО для моделирования производственных процессов в химической, фармацевтической и биотехнологической промышленности. Обеспечивает детализированные расчеты материального баланса и анализ производительности.

ProSimPlus [99]: Инструмент для моделирования и оптимизации химических процессов. Поддерживает расчет материальных и тепловых балансов для различных типов процессов. Включает в себя множество встроенных моделей и баз данных свойств веществ.

GAMS (General Algebraic Modeling System) [100]: Программный пакет для решения задач линейного, нелинейного и смешанного целочисленного программирования. Позволяет разрабатывать и решать сложные модели материального баланса.

К достоинствам рассмотренных программ относятся удобный интерфейс, проработанность химических процессов, наличие большого количества моделей отдельных процессов. Программные комплексы широко применяются в общей химической промышленности, в нефтехимии и газопереработке, фармацевтике и биотехнологии, пищевой промышленности. К недостаткам относится невозможность проведения расчетов изотопных составов и специализированных процессов, относящихся к радиохимическим технологиям и зачастую разрабатываемых впервые. Программы не содержат библиотек по радионуклидам и не имеют возможности проведения расчетов облучения и тепловыделения от радиоактивного распада.

1.6.2 Моделирование ядерного топливного цикла

Программные средства, используемые в моделировании ядерного топливного цикла, предназначены главным образом для выполнения ядерно-физических расчетов, а не для балансового анализа технологических процессов вне реакторной части топливного цикла. Примеры программных средств:

ORIGEN (часть комплекса SCALE) [101; 102]: современный программный комплекс для моделирования ядерно-физических процессов и решения большого спектра задач по ядерной и радиационной безопасности. Разработан для анализа ядерных топливных циклов и управления радиоактивными отходами. Используется для расчета материальных балансов радиоактивных материалов, прогнозирования накопления радиоактивных изотопов и оценки радиационных характеристик.

MCNP (Monte Carlo N-Particle) [103]: Программа для моделирования нейтронных, фотонных и электронных транспортных процессов. Широко используется в ядерной и радиохимической промышленности для моделирования и анализа ядерных реакторов, радиационных щитов и радиохимических процессов.

ANICCA [104] – код для моделирования различных сценариев ядерного топливного цикла, с учетом всех ключевых переделов: от добычи урана, до обращения с РАО.

TRACT [105] – программа нуклидной кинетики для расчета радиационных характеристик. Позволяет рассчитывать изменение концентрации ядер материалов, учитывая ядерные превращения при нейтронном облучении и радиоактивном распаде.

CYCLE [106; 107] – программный комплекс для системного анализа ядерного топливного цикла. Комплекс позволяет моделировать основные объекты внешнего топливного цикла (предприятия по изготовлению и переработке топлива, хранилища ОЯТ, склады урана, плутония, нептуния, америция, кюрия и долговременное хранилище РАО), ядерные реакторы, в том числе РБМК-1000, современные и перспективные ВВЭР (с различными видами топлива), БР (современные и инновационные).

АТЭК-ЯТЦ [108] – специализированный программный комплекс, позволяющий проводить расчеты различных сценариев ядерного топливного цикла. Позволяет моделировать сценарии развития ядерно-энергетических систем с учетом как материальных, так и экономических показателей. АТЭК-ЯТЦ предназначен для комплексного моделирования вне реакторных этапов ядерного топливного цикла, адаптирован к специфике российской атомной энергетической инфраструктуры.

MESSAGE [109] – программа для моделирования ядерного топливного цикла, проведения сценарного анализа, оптимизации структур энергосистем, анализа материальных потоков в топливном цикле, экономического анализа энергосистем, проведение анализа устойчивости и экологических последствий.

Программа позволяет проводить стратегическое планирование энергосистем, включая атомную энергетику и ее топливный цикл, в долгосрочной перспективе.

К достоинствам данных программ можно отнести возможность их использования при проведении сценарных анализов всей атомной промышленности на большой промежуток времени. К недостаткам необходимо отнести невозможность моделирования химико-технологических систем и расчета материальных балансов.

1.6.3 Моделирование отдельных процессов

В мире существует множество программ, которые относятся к моделированию химико-технологических процессов, в том числе радиохимических технологий. Они позволяют подробно изучать различные процессы, реализуемые в технологиях переработки ОЯТ. Некоторые из них:

PAREX [110; 111] – программный код для моделирования PUREX-процесса в стационарном или переходном состоянии. Является численным кодом для расчетов экстракционной системы жидкость-жидкость.

Statics и **Dynamics** [112; 113] – программы для проведения расчета экстракционного каскада в стационарном и динамическом режиме соответственно. Программы позволяют рассчитывать распределение компонентов по ступеням экстракционных каскадов.

Rectif [114; 115] – программа для проведения расчетов ректификации азотной кислоты, кроме случая азеотропной ректификации. Модель неприменима для окислительно-восстановительных равновесий.

К достоинствам данных программ стоит отнести высокую проработанность моделей процессов, а к недостаткам – невозможность моделирования химико-технологических систем и расчета материальных балансов по всей технологии.

1.6.4 ПК ВИЗАРТ

Отдельно стоит отметить программный комплекс (ПК) **ВИЗАРТ** [116, 117, 118], который разрабатывается в рамках работ по созданию технологий замкнутого топливного цикла и предназначен для расчета оптимальных режимов

функционирования технологических объектов. Применение программы позволяет уже на стадии проектирования проводить оценку технологических решений и при необходимости вносить корректировки в технологию, а также в конструкторскую и проектную документацию по мере получения новых данных в научных исследованиях.

Функциональные возможности программы включают моделирование процессов переработки ядерного топлива, расчет всех материальных потоков как для отдельных производственных участков, так и для технологических схем в целом. В программе реализована возможность проведения динамических расчетов, учитывающих производительность оборудования, транспортных линий и наличие емкостей-накопителей.

Балансовые расчеты обеспечивают определение количественных характеристик всех технологических потоков, контроль накопления делящихся и ядерных материалов как в отдельных узлах, так и в промежуточных емкостях, построение циклограмм работы оборудования, а также анализ показателей радиационной безопасности.

Главной особенностью ПК ВИЗАРТ является наличие в программном комплексе специализированных модулей для расчета эволюции изотопных составов, активности, тепловыделения, что позволяет рассчитывать специфические для радиохимических производств параметры. Подобные расчеты используются для оценки влияния тепловыделения продуктов на рабочую температуру процесса и оборудование, для определения конечных форм и объема радиоактивных продуктов, а также для обоснования ядерной безопасности используемых технологий.

В программном комплексе ВИЗАРТ для оптимизации параметров технологических схем предусмотрен специализированный модуль, основанный на комбинированном подходе: в качестве средства выбора начальных приближений используется генетический алгоритм, после чего поиск экстремума осуществляется методом деформируемого многогранника [119]. Применение математических методов оптимизации открывает перспективы для уточнения характеристик

технологических процессов, опираясь на интегральные критерии. Для их более эффективного использования необходимо развивать описание целевых функций [120].

К достоинствам данной программы следует отнести способность моделировать химико-технологические системы, а также выполнять балансовые расчеты технологий переработки ОЯТ и обращения с РАО, в том числе анализ изменения изотопного состава во времени. Основными недостатками являются высокая сложность освоения и отсутствие функционала для проведения реакторных расчетов.

1.7 Постановка задачи исследования

В литературном обзоре рассмотрены методы обращения с РАО, технологии фракционирования и существующие программные средства, используемые как в химических технологиях, так и в ядерной промышленности.

Анализ методов фракционирования показал, что для снижения воздействия на окружающую среду, уменьшения объемов РАО и снижения затрат на обращение с РАО, необходимо проведение сравнительной оценки различных вариантов фракционирования методами математического моделирования.

Приведены нормативные требования к качеству матриц для формирования конечных форм РАО, что должно быть использовано в качестве требований к граничным условиям и для определения критериев оптимизации при проведении расчета как объемов РАО, так и при проведении стоимостных оценок.

Анализ публикаций показал, что оценка объемов образующихся при переработке ОЯТ РАО является важной задачей, стоящей перед технологами при проектировании внереакторной части ЗЯТЦ. С учетом требований из нормативных документов к качеству матриц для формирования конечных форм РАО.

Выявлены преимущества ПК ВИЗАРТ для моделирования технологий внереакторной части ЯТЦ: переработки ОЯТ и обращения с РАО.

Проведенный анализ показал, что цель работы, заключающаяся в разработке методики расчетной оценки объемов образующихся РАО и сравнения затрат на

замыкающей стадии ЯТЦ с помощью математического моделирования является актуальной.

На основании анализа литературных данных можно сделать выводы, что для решения существующих проблем по оценке и оптимизации объемов РАО на замыкающих стадиях ядерного топливного цикла необходимо:

- разработать и реализовать в программном комплексе (ПК) ВИЗАРТ модели технологических процессов образования РАО и обращения с РАО с необходимой степенью детализации;

- разработать и реализовать в ПК ВИЗАРТ модели расчета стоимости кондиционирования РАО, включающие эксплуатационные затраты и затраты на захоронение с учетом тарифов для разных классов РАО;

- создать алгоритм учета и провести анализ влияния различных нормативных требований на объемы образующихся РАО;

- провести многовариантные расчеты по оптимизации схемных решений и подготовить предложения по сокращению образующихся РАО для различных радиохимических объектов.

2 глава – Методика проведения сравнительного анализа и подготовки рекомендаций по выбору оптимального варианта реализации ЯТЦ

2.1 Методика технической реализуемости вариантов фракционирования при переработке ОЯТ

При реализации замыкающей стадии ядерного топливного цикла для выбора наиболее оптимальной технологической схемы разработчикам технологий необходимо проводить технико-экономические исследования, которые должны быть использованы при формировании проектов. Для проведения данных исследований и выбора наилучшего варианта реализации технологических схем предложена методика сравнительного анализа при выборе оптимального варианта фракционирования при переработке ОЯТ (далее – Методика) [121]. Предложенная Методика представляет собой перечень и последовательность действий для проведения сравнительного анализа и разработки рекомендаций по выбору оптимального варианта реализации технологических схем. Методика может быть применена на начальных этапах проектирования, в условиях максимальной неопределенности при выборе технологии. В схематичном виде Методика представлена в виде последовательных действий (рисунок 2.1).

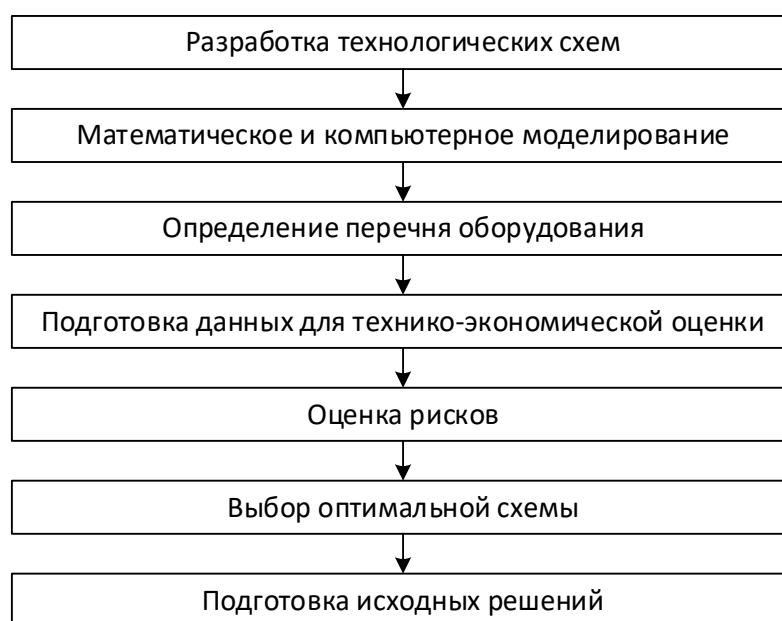


Рисунок 2.1 – Методика обоснования технической реализуемости вариантов технологий

Исходными данными для проведения исследований с использованием Методики является набор данных, обосновывающий достижимость технического результата, и набор данных о затратах на проведение технологического процесса: детальное описание технологии с учетом оборудования, оценка эксплуатационных затрат, тарифы на обращение с РАО разных классов, и при необходимости, а также при наличии – капитальных затрат.

Этап 1 – Разработка технологических схем

На основании литературных данных должны быть разработаны технологические схемы (исходные данные для моделирования) для различных вариантов реализации технологии переработки ОЯТ. Схемы при необходимости могут включать процессы извлечения, очистки и отверждения отдельных фракций, таких как фракция минорных актинидов или короткоживущая фракция щелочных и щелочноземельных металлов (Cs-Sr), а также обращение со всеми образующимися вторичными РАО. Технологические схемы должны включать:

- принципиальные схемы и краткое описание технологических процессов извлечения различных продуктов и/или фракций, с перечнем используемых реагентов;
- сценарии обращения с выделенными в ходе переработки продуктами и/или фракциями;
- процессы обращения с вторичными РАО, включая выбор нейтральной матрицы, в которую должны быть отверждены жидкие отходы;
- экспертно или экспериментально должны быть определены степени очистки и извлечения целевых продуктов деления/распада для каждого варианта разработанной схемы технологического процесса (достижимые при конкретном варианте реализации технологии).

Этап 2 – Математическое или компьютерное моделирование

В процессе моделирования технологических процессов переработки ОЯТ решаются следующие задачи:

- на основе исходных данных для математического моделирования разрабатываются программные модули для ПК «ВИЗАРТ» и проводится расчет материальных потоков всех технологических схем, включая РАО, в том числе вторичные, и определяются расчетные составы всех фракций, включающие данные об объемах, изотопных составах, активности и тепловыделении;
- по результатам расчетов проводится оценка достигнутых показателей, в случае необходимости проводится корректировка технологических схем, а затем повторный расчет материальных потоков, также определяются удельные объемы всех фракций, включая вторичные РАО.

Этап 3 – Определение перечня оборудования

Для определения перечня технологического оборудования:

- проводится оценка основного и дополнительного технологического оборудования (количество единиц и массогабаритные характеристики по аналогам), в том числе промежуточных или передаточных емкостей;
- оценивается необходимость в новом оборудовании.

Этап 4 – Подготовка данных для технико-экономической оценки

При подготовке исходных данных для технико-экономической оценки:

- должна быть проведена экспертная оценка капитальных и эксплуатационных затрат разработанных вариантов организации технологического процесса по различным калькуляционным статьям, таким как: стоимость сырья и материалов, закупаемых заготовок и комплектующих; потребление топлива и энергии для технологических целей; расходы на персонал; амортизационные отчисления; издержки на содержание и эксплуатацию технологического оборудования, включая планово-профилактические работы; цеховые расходы; общезаводские накладные производственные расходы; внепроизводственные расходы; прочие специальные расходы. При этом стоит отметить, что чем полнее будут представлены оценки затрат, тем подробнее можно провести анализ, но при отсутствии данных на первых этапах оценки можно использовать минимально допустимый объем данных, например, только эксплуатационные затраты.

- должно быть проведено определение стоимости строительного объема дополнительных производственных участков (экспертно или по аналогичным производствам);

- проведение расчетной оценки капитальных и эксплуатационных затрат для различных вариантов организации технологического процесса и проведение расчетной оценки применительно к существующим площадкам радиохимических производств.

Этап 5 – Оценка рисков

Предварительная оценка рисков является экспертной оценкой возможности достижения рассмотренными технологиями в различных вариантах реализации уровня TRL-5 и MRL-5 [122] к моменту начала полномасштабной реализации проекта с составлением перечня рисков, их систематизации по вероятности возникновения и влиянию на достижение результата, а также предложением мер по минимизации вероятности и влияния.

Этап 6 – Выбор оптимальной схемы

Выбор оптимальной технологической схемы на основании результатов выполнения этапов 4 и 5.

Этап 7 – Подготовка исходных решений

В результате применения разработанной методики для проведения обоснования технической реализуемости вариантов технологий обращения с ОЯТ формируется перечень критериев для подготовки рекомендаций, который включает:

- обеспечение решения поставленной задачи, в том числе соответствие характеристик целевых продуктов;

- анализ взрыво-пожаробезопасности и ядерной безопасности всех предлагаемых технологических процессов (оценивается либо специализированными программными средствами, либо экспертно). Отсекающим критерием приемлемости технологической схемы при этом будет являться невозможность обеспечения безопасности производственных процессов;

– уровень готовности технологии – соответствие или сроки достижения TRL5-6/MRL5-6: чем выше достигнутый уровень готовности технологии, тем она предпочтительнее;

– экономическая эффективность – суммарные затраты на реализацию технологии с учетом эксплуатационных и капитальных затрат: чем меньше суммарные затраты, тем лучше технологическая схема;

– наличие оформленных документов для подтверждения интеллектуальной собственности по технологии, защищающий правообладателя.

2.2 Процедура оценки затрат на замыкающую стадию ЯТЦ

2.2.1 Общий подход к оценке затрат на замыкание ЯТЦ

Для анализа затрат на замыкающую стадию ЯТЦ предложен алгоритм расчета [123, 124]. Затраты на послереакторное обращение с одной тонной ОЯТ (величина W) можно представить в виде суммы трех основных составляющих затрат по формуле

$$W = W_{SNF} + W_{Reproc} + W_{RW}. \quad (2.1)$$

где W_{SNF} – затраты на контролируемое хранение ОЯТ,

W_{Reproc} – затраты на переработку ОЯТ, основной задачей которой является выделение и возврат в технологический цикл топливных материалов,

W_{RW} – затраты на обращение с РАО, включающие формирование конечных форм РАО, их контролируемое хранение и окончательное захоронение.

2.2.2 Выдержка ОЯТ перед переработкой

Затраты на контролируемое хранение W_{SNF} можно выразить формулой

$$W_{SNF} = S_{SNF} T_{SNF}, \quad (2.2)$$

где S_{SNF} – стоимость хранения тонны ОЯТ в единицу времени, у.е.,

T_{SNF} – время выдержки ОЯТ до переработки, лет.

Послереакторная выдержка ОЯТ необходима для спада активности присутствующих в короткоживущих продуктах деления, а также спада удельного

тепловыделения ОЯТ, связанного с поглощением энергии распада этих продуктов. Время послереакторной выдержки T_{SNF} (при выдержке более 3 лет) практически не оказывает влияния на выбранный набор технологических операций последующей переработки ОЯТ, но существенно влияет на состав содержащихся в ОЯТ актинидов за счет образования ^{214}Am в результате распада короткоживущего ^{241}Pu , и на удельную активность присутствующих в ОЯТ продуктов деления. Короткая выдержка ОЯТ (менее 2 лет) ограничивает выбор приемлемых технологий последующей переработки ОЯТ, исключая применение водных технологий из-за высокого удельного тепловыделения перерабатываемых ОЯТ.

2.2.3 Переработка ОЯТ

Переработка ОЯТ W_{Reproc} – (на примере гидрометаллургической технологии) состоит из базового набора технологических операций (W_{Base} – затраты на переработку 1 т ОЯТ по базовой технологии), направленных на извлечение топливных компонент (аналог ПУРЕКС-процесса), и, при необходимости, дополнительных опций, связанных с выделением/разделением отдельных фракций: минорных актинидов W_{MA} ; цезия-стронция (W_{CsSr}) и др. В отсутствие фракционирования:

$$W_{Reproc} = W_{Base}, \quad (2.3)$$

где W_{Base} – затраты на переработку одной тонны ОЯТ по базовой технологии [1], у.е.

При выделении фракции Cs-Sr общие затраты на переработку ОЯТ определяются просто включением дополнительных затрат на выделение указанной фракции, а затраты на последующее обращение с выделенной фракцией Cs-Sr (контролируемое хранение, захоронение) переносятся на статью расходов «обращение с РАО»:

$$W_{Reproc} = W_{Base} + W_{CsSr}, \quad (2.4)$$

где W_{CsSr} – затраты на выделение фракции Cs-Sr (без учета затрат на последующее обращение с выделенной фракцией Cs-Sr (контролируемое хранение и захоронение), у.е.

В случае выделения фракции минорных актинидов помимо прямых затрат на технологические операции выделения и разделения актинидов W_{MA} необходимо учитывать дополнительные затраты ΔW_{MA}

$$W_{Reproc} = W_{Base} + W_{MA} + \Delta W_{MA}, \quad (2.5)$$

где W_{MA} – прямые затраты на технологические операции выделения и разделения актинидов,

ΔW_{MA} – дополнительные затраты, связанные с контролируемым хранением выделенных америция и кюрия, в том числе затраты на повторную переработку кюрия с целью извлечения накопившегося при хранении плутония и определяются как

$$\Delta W_{MA} = s_{Am} V_{Am} T_{Am} + s_{Cm} V_{Cm} T_{Cm} + \alpha_{Ox Cm + Ox U} W_{Base}, \quad (2.6)$$

где s_{Am} , s_{Cm} , – затраты на хранение единицы объема материала, включающего америций, и кюрий соответственно, у.е.;

V_{Am} , V_{Cm} – объем материала, включающего америций или кюрий, образующийся из одной тонны перерабатываемого ОЯТ, соответственно, м³;

T_{Am} , T_{Cm} – время контролируемого хранения америция (до передачи на дожигание) или кюрия (до передачи на переработку с целью извлечения плутония) соответственно, год;

$\alpha_{Ox Cm + Ox U}$ – доля удорожания переработки ОЯТ за счет переработки продукта хранения кюрия, выделенного из одной тонны ОЯТ.

Удобно рассматривать дополнительные затраты переработки ОЯТ на выделение отдельных фракций как долю (часть) от стоимости базовой переработки, то есть

$$W_{CsSr} = \beta_{CsSr} W_{Base}, \quad (2.7)$$

$$W_{MA} = \beta_{MA} W_{Base}. \quad (2.8)$$

2.2.4 Обращение с РАО от переработки ОЯТ

В качестве базовой технологии кондиционирования РАО от переработки ОЯТ рассмотрим технологию остекловывания – включение РАО от переработки

ОЯТ в боросиликатное стекло (БСС). В разработанной математической модели учитываются требования к составу стекла и его радиационной стойкости в соответствии с существующими НП [14].

Затраты на обращение с РАО (W_{RW} – затраты на обращение с РАО от переработки 1 т ОЯТ) учитывают:

- затраты на формирование стеклоподобной матрицы РАО на основе боросиликатного стекла в соответствии с критериями приемлемости для захоронения [4] (W_{vitr});

- затраты на контролируемое хранение остеклованных РАО до передачи на захоронение Национальному Оператору ($W_{storage}$);

- плата за захоронение РАО (W_{disp}) в соответствии с существующим тарифом и классом образующихся РАО.

То есть

$$W_{RW} = W_{vitr} + W_{storage} + W_{disp}. \quad (2.9)$$

где W_{vitr} – затраты на формирование стеклоподобной матрицы РАО на основе БСС в соответствии с критериями приемлемости для захоронения [15];

$W_{storage}$ – затраты на контролируемое хранение остеклованных РАО до передачи на захоронение Национальному Оператору (НО);

W_{disp} – затраты на захоронение РАО в соответствии с существующими тарифами и классом образующихся РАО [125].

Формирование пригодной для окончательного захоронения стеклоподобной матрицы может выражаться в одностадийном процессе (остекловывания) с последующей выдержкой тепловыделяющих РАО до спада тепловыделения до приемлемых значений или (как в настоящее время в Российской Федерации) до готовности пункта захоронения принимать РАО от переработки ОЯТ и окончательным захоронением (передаче РАО Национальному Оператору для захоронения). Возможен (с целью уменьшения объема конечных РАО) вариант двустадийной переработки РАО: первоначальная варка гранулята стекла с РАО (с превышением норм на радиационную стойкость матрицы), хранение в течение

50-60 лет и переплавка стекла с получением окончательного матричного материала, пригодного для захоронения (что не исключает возможности его контролируемого хранения после переплавки перед передачей Национальному Оператору). Естественно, затраты W_{vitr} в описанных выше различных вариантах остекловывания формируются по-разному. В случае одностадийного процесса остекловывания [123, 124]:

$$W_{vitr} = V_{vitr}S_{vitr}, \quad (2.10)$$

где V_{vitr} – объем стекла от переработки 1т ОЯТ, л,

S_{vitr} – затраты на выполнение технологической операции остекловывания ВАО, отнесенные к единице объема образующегося стекла.

Для двухстадийного процесса затраты на остекловывание составят

$$W_{vitr} = V_{1vitr}S_{vitr} + V_{1vitr}S_{storage}T_{storage} + V_{2vitr}S_{vitr}, \quad (2.11)$$

где V_{1vitr} , V_{2vitr} – объемы первого и второго остекловывания соответственно, л,

$T_{storage}$ – время контролируемого хранения до переплавки, лет,

$S_{storage}$ – стоимость контролируемого хранения до переплавки,

S_{vitr} – затраты на выполнение технологической операции остекловывания ВАО, отнесенные к единице объема образующегося стекла.

Также стоит отметить, что при переплавке стекла, его объем не может уменьшиться ($V_{1vitr} \leq V_{2vitr}$). При повторном остекловывании объем стекла, как правило, не меняется, а сама повторная операция направлена на обновление матрицы стекла с целью удовлетворения условиям долговременной радиационной устойчивости стеклоподобной матрицы при захоронении РАО.

Выводы по Главе 2

В настоящей главе разработана методика расчетной оценки объемов РАО [121], образующихся по полной технологической цепочке технологии переработки ОЯТ с учетом образования вторичных РАО. Предложенный подход позволяет проводить анализ влияния отдельных технологических операций на конечные объемы отходов, что обеспечивает возможность выбора оптимальных схем переработки с позиций минимизации РАО. Методика может быть использована при проведении технико-экономической оценки реализации

закрывающей стадии ЯТЦ, которая позволит выбрать наиболее оптимальную технологическую схему на основе технико-экономической эффективности и может быть применена при формировании инвестиционных проектов на создаваемых впервые или модернизируемых существующих производствах.

Также в главе сформирован и впервые представлен алгоритм комплексной оценки затрат на организацию закрывающей стадии ЯТЦ. Алгоритм учитывает эксплуатационные расходы и затраты на захоронение с разделением по классам РАО, а также обладает возможностью расширения за счет учета дополнительных статей затрат (капитальных вложений, расходов на упаковку и др.). Реализация данного подхода формирует основу для экономически обоснованного выбора стратегий обращения с РАО. Разработанный алгоритм позволяет количественно оценивать влияние отдельных операций на итоговые объемы отходов и проводить сравнительный анализ различных схем переработки с помощью математического моделирования и расчетной оценки объемов образующихся РАО в зависимости от выбранной технологической схемы реализации ЯТЦ, в том числе с учетом различных стратегий фракционирования.

Полученные результаты обеспечивают достижение цели исследования. Результаты использованы при выборе и обосновании технологий фракционирования на действующем предприятии РТ-1, а также использовались при разработке исходных данных при проектировании новых радиохимических производств.

3 глава – Разработка алгоритмов расчета объемов отвержденных отходов в ПК ВИЗАРТ

3.1 Моделирование и расчет объемов РАО в ПК ВИЗАРТ

В настоящее время ПК ВИЗАРТ уже применяется в расчетах технологии переработки ОЯТ для расчета материальных балансов радиохимических технологий. В результате моделирования технологий переработки ОЯТ и проведения балансовых расчетов в ПК ВИЗАРТ формируется вещественный и изотопный состав, а также расход всех потоков технологии переработки ОЯТ (рисунок 3.1) в зависимости от варианта технологии переработки. Данная информация может быть чрезвычайно полезна при расчетах объемов получаемых в технологии отходов, выборе вариантов реализации технологического процесса, при оптимизации схемных решений.

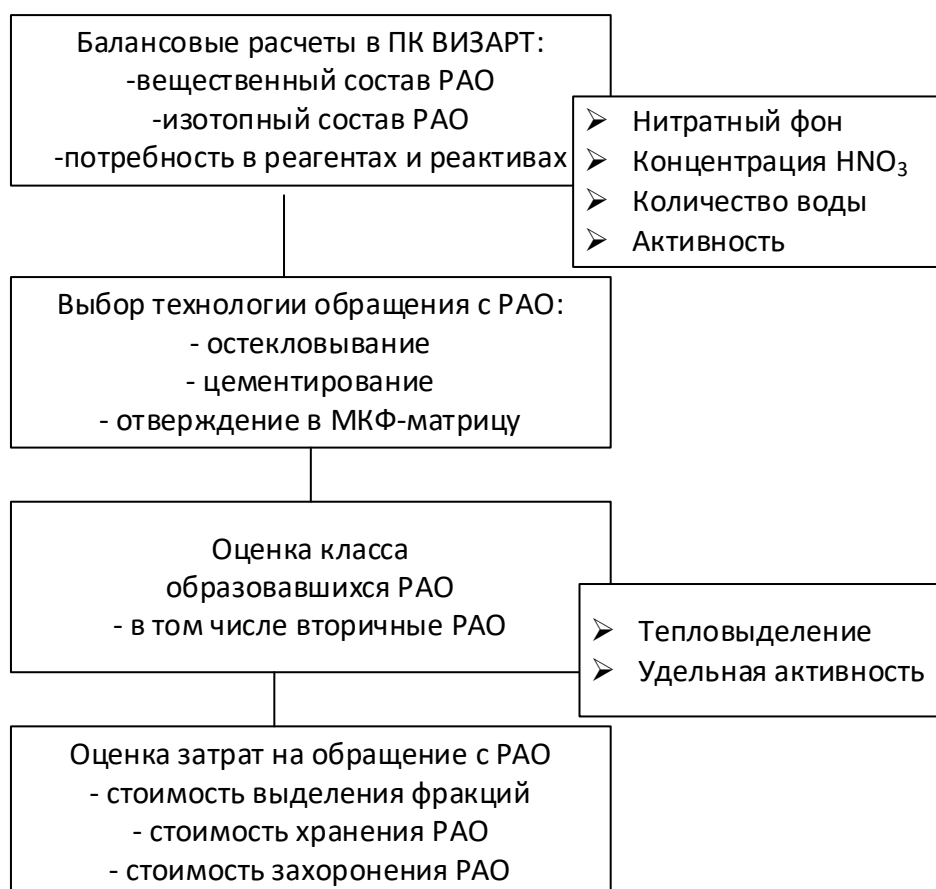


Рисунок 3.1 – Схема оценки стоимости на обращение с РАО

Особенно важно отметить наличие специфического функционала ПК ВИЗАРТ, а именно наличие модуля эволюции нуклидного состава, который позволяет автоматически рассчитывать во всех продуктах технологических схем тепловыделение и активность.

Зная состав образующихся в схеме ЖРО (нитратов ЦМ, ЩЗМ, РЗЭ, концентрации азотной и других кислоты, вода и др.), активность и тепловыделение потоков РАО, а также предполагаемую технологию обращения с получаемыми потоками (доочистка и упаривание; отверждение в стекло, цемент или МКФ-матрицу), можем оценить объемы РАО разных типов и классов, а также сравнить типы РАО между собой с учетом нормативных требований к качеству и стойкости нейтральной матрицы.

Полный алгоритм расчета объема РАО, получаемых при переработке, можно оценить только имея полный состав потоков отходов, так как входящие в состав использующихся в системе реагентов нитраты натрия, алюминия и другие соли на операциях отверждения могут становиться компонентами матрицы (например, Al_2O_3 может стать частью алюмофосфатного стекла, а Na_2O – частью борофосфатного стекла). Также при расчете цементированных РАО необходима информация о содержании воды и азотной кислоты в ЖРО. При этом для упрощенной оценки объемов ВАО достаточно информации о составе перерабатываемого ОЯТ и эффективности выделения целевых компонентов в процессе переработки, так как на объем ВАО, в основном, влияет дозовая нагрузка и тепловыделение.

Схематическое изображение упрощенного механизма оценки объема получающихся РАО без проведения полного балансового расчета всей технологии переработки ОЯТ представлено на рисунке 3.2.

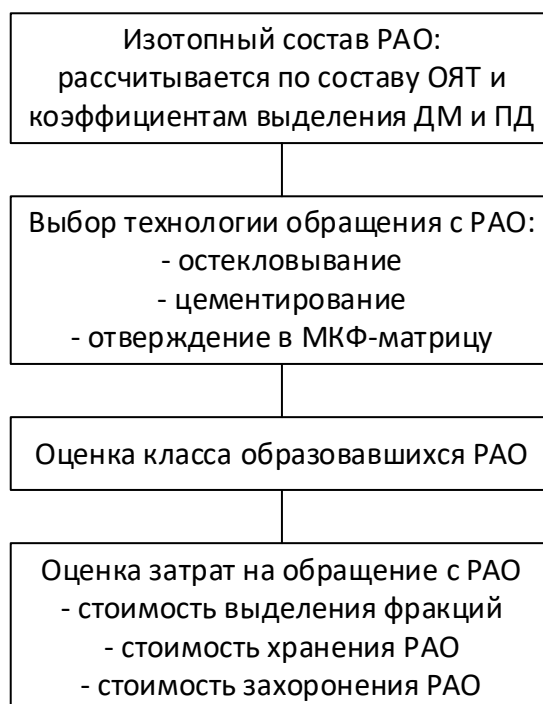


Рисунок 3.2 – Схема упрощенной оценки стоимости обращения с РАО

3.2 Алгоритм расчета операции остекловывания

При моделировании принято допущение, что при остекловывании получаются ВАО, которые должны удовлетворять нормативным документам [14; 15] (таблица 3.1).

Таблица 3.1 – Основные показатели качества стеклоподобного компаунда

Параметр	Значение
Массовая доля α -излучателей	Не более 0,2 %
Устойчивость по β/γ -излучению	Не менее 10^8 Гр (за 10 000 лет)
Устойчивость по α -излучению	Не менее 10^{18} α -распадов/см ³ (за 10 000 лет)

Для определения минимально допустимого объема стеклоподобной матрицы, необходимого для утилизации ВАО от единицы массы ОЯТ, предложен алгоритм [35], с помощью которого оценивается масса стекла с учетом допустимых коэффициентов включения для различных групп изотопов, представленных в ОЯТ, и с учетом радиационной стойкости выбранного состава стекломатрицы по α -, β/γ -излучению. Кроме того, алгоритм легко может быть адаптирован для анализа объемов стекла при учете максимально допустимого включения в матрицу

различных компонентов ОЯТ, например, если есть информация по предельно допустимому включению радиоактивных благородных металлов (РБМ), Мо, Zr, оксидов редкоземельных элементов (РЗЭ) и других веществ.

3.2.1 Учет включений компонентов

Для учета допустимого включения различных компонентов в разработанном алгоритме проведена оценка минимального объема стеклоподобной матрицы для иммобилизации ВАО.

Например, для расчета объема стекла с максимально допустимым включением α -излучателей применяется формула

$$V_{\alpha} = \frac{m_{\alpha}}{\rho_{\text{матрицы}} \cdot K_{\alpha}} \cdot 100\%, \quad (3.1)$$

где m_{α} – содержание α -излучателей в 1 кг ОЯТ, кг,

K_{α} – допустимая массовая доля α -излучателей в матрице, %,

$\rho_{\text{матрицы}}$ – плотность формируемой стекломатрицы, кг/м³.

Аналогичным образом могут быть рассчитаны объемы по максимально допустимому содержанию различных компонентов, например, РЗЭ, Мо, Zr, РБМ и других.

3.2.2 Вычисление радиационной нагрузки на стеклоподобную матрицу

Как было сказано выше, по нормативным требованиям отвержденные ВАО должны выдерживать радиационную нагрузку по α -излучению и по β/γ -излучению, которое создается включенными в матрицу радионуклидами. Тогда минимально допустимый объем матрицы по радиационной стойкости рассчитывается по сумме минимально допустимых объемов по α - и β/γ -излучению (3.2):

$$V_{\text{рад.стойкость}} = V_{\alpha\text{-излучение}} + V_{\beta,\gamma\text{-излучение}}, \quad (3.2)$$

где $V_{\alpha\text{-излучение}}$ и $V_{\beta,\gamma\text{-излучение}}$ – минимально допустимые объемы матрицы по α - и β -, γ -излучению соответственно.

Минимально допустимый объем матрицы по α -излучению, $V_{\alpha\text{-излучение}}$, рассчитывается через количество α -распадов за время 10 000/1000/100 лет (что соответствует первому, второму или третьему классу отвержденных РАО) для всех α -активных изотопов в 1 кг перерабатываемого ОЯТ:

$$N = \sum_{i=1}^n A_i \cdot N_0^i (1 - e^{-\lambda_i t}), \quad (3.3)$$

где N_0^i – количество атомов i -го изотопа в 1 кг ОЯТ на момент переработки (отверждения в стекло),

A_i – количество α -распадов при распаде i -го изотопа (при наличии цепочки распада – суммарное количество α -распадов по всей цепочке),

λ_i – постоянная распада i -го изотопа, 1/год,

t – время, 10000/1000/100 лет для первого, второго или третьего класса образующихся РАО соответственно.

Количество атомов каждого изотопа определяем по формуле

$$N_0 = \frac{m_{iso} \cdot N_A}{\mu_{iso}}, \quad (3.4)$$

где m_{iso} – масса изотопа в 1 кг ОЯТ, кг;

N_A – постоянная Авогадро, 1/моль,

μ_{iso} – молярная масса изотопа, кг/моль.

Тогда минимально допустимый объем матрицы по α -излучению

$$V_{\alpha\text{-излучение}} = \frac{N}{N_{max}}, \quad (3.5)$$

где N_{max} – радиационная стойкость стекла к α -излучению – максимально допустимое количество α -распадов в единице объема стекла за определенное время (зависит от состава стекла).

Минимально допустимый объем стекла по β, γ -излучению $V_{\beta, \gamma\text{-излучение}}$ – определяется энергией β/γ -излучения от 1 кг ОЯТ, выделившейся (и поглощенной) в матрице от за 10000 лет если это отходы первого класса, 1000 лет для отходов второго класса или 100 лет для третьего класса РАО (для упрощения оценок принято допущение о поглощении энергии излучения в точке генерации):

$$V_{\beta,\gamma\text{-излучение}} = \frac{E_{\beta,\gamma}}{\rho_{\text{матрицы}} \cdot D_{\text{max}}}, \quad (3.6)$$

где $E_{\beta,\gamma}$ – энергия β -, γ -излучения от 1 кг ОЯТ, поглощенная матрицей за 10000/1000/100 лет, Дж;

D_{max} – предельное значение β -, γ -излучения – радиационная стойкость стекла по β/γ -излучения (зависит от состава стекла), Гр=Дж/кг.

Количество выделившейся энергии за рассматриваемое время, Дж, вычисляется по формуле (суммирование ведется по всем β и γ – активным радионуклидам):

$$E = \sum_{i=1}^n N_0^i (P_i^\beta + P_i^\gamma) (1 - e^{-\lambda_i \cdot t}), \quad (3.7)$$

где $P_i^\beta + P_i^\gamma$ – суммарная энергия, выделяющаяся (и поглощающаяся матрицей) при одном β или γ распаде (если существует цепочка распадов, то β и γ энергия суммируется по всей цепочке), Дж.

3.2.3. Учет тепловой нагрузки

Минимально допустимый объем отвержденных ВАО, определяемый по тепловой нагрузке, которая ограничена согласно НП-093-14 [7], вычисляется с использованием библиотеки ядерных констант ENDF/B-VII.1 [126] по формуле:

$$V_{\text{тепло}} = \frac{E_{\text{продукт}}}{\text{maxHeat}}, \quad (3.8)$$

где $E_{\text{продукт}}$ – энерговыделение в единицу времени 1 кг перерабатываемого ОЯТ, Вт,

maxHeat – максимально допустимое удельное тепловыделение матричного материала, определяемое условиями последующих операций с образующимися РАО – условиями контролируемого хранения перед окончательным захоронением и/или условиями окончательного захоронения, Вт/м³.

Величина $E_{\text{продукт}}$ складывается из энерговыделения каждого изотопа, которые входят в состав ЖРО от переработки ОЯТ с учетом каждого изотопа:

$$E_{\text{продукт}}(\tau) = \sum_{i=1}^n E_{\text{компонент}}^i(\tau) = \sum_{i=1}^n N_0^i \cdot \lambda_i \cdot \varepsilon_1^i e^{-\lambda_i \tau}, \quad (3.9)$$

где $E_{\text{компонент}}^i$ – энерговыделение указанной массы i -го химического компонента, Вт,

ε_1^i – энерговыделение при единичном акте распада i -го изотопа, Дж,
 τ – время выдержки сформированных РАО с момента переработки ОЯТ до захоронения.

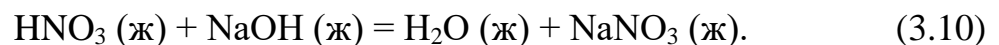
3.3 Алгоритм расчета операций цементирования и отверждение в МКФ-матрицу

При моделировании процесса цементирования ЖРО или отверждения ЖРО в МКФ-матрицу принято [127]:

- все азотнокислые ЖРО должны быть нейтрализованы перед цементированием / отверждением в МКФ-матрицу,
- объем РАО, отвержденных в цемент, определяется водоцементным (или растворо-цементным) соотношением,
- объем РАО, отвержденных в МКФ-матрицу, определяется массовым соотношением $H_2O:MgO:KH_2PO_4$, которое должно составлять 2:1:3,
- при расчете объема РАО, отвержденных в цемент или в МКФ-матрицу, учитывается классификация образующихся РАО.

3.3.1 Нейтрализация ЖРО

Так как большинство ЖРО радиохимических производствах являются растворами на основе азотнокислых растворов при отверждении в цемент или МКФ-матрицы, эти ЖРО перед формированием твердой матрицы необходимо нейтрализовать, например, с использованием NaOH:



Масса воды в ЖРО до нейтрализации (для ЖРО объемом один литр) рассчитываем по формуле:

$$m_{H_2O}^{ЖРО} = \rho_{исх} - m_s - m_{sludge} - 63X. \quad (3.11)$$

где $\rho_{исх}$ – массовая плотность ЖРО, г/л,

m_s – солесодержание, г/л,

m_{sludge} – содержание в ЖРО нерастворимых осадков, г/л,

X – кислотность перерабатываемых ЖРО по азотной кислоте составляет X , моль/л.

А с учетом нейтрализации, когда количество добавляемой щелочи для проведения нейтрализации азотной кислоты рассчитывается по стехиометрии (к одному литру ЖРО добавляется $40X$ г гидроокиси натрия, в результате чего в нейтральном растворе ЖРО образуется дополнительно $18X$ воды), масса воды в ЖРО после нейтрализации (для ЖРО объемом один литр) рассчитывается по формуле:

$$m_{H_2O}^{ЖРО} = \rho_{исх} - m_s - m_{sludge} - 45X. \quad (3.12)$$

3.3.2 Отверждение РАО с использованием МКФ-матрицы

Объем РАО, отвержденных в МКФ-матрицу, определяется количеством воды в ЖРО. При этом вычисляем количество добавляемых компонентов МКФ-матрицы, по правилу, что массовое соотношение $H_2O:MgO:K_2HPO_4$ должно составлять 2:1:3 [127]. Тогда массы добавляемых MgO и K_2HPO_4 вычисляется по формулам:

$$m_{MgO} = \frac{1}{2} m_{H_2O}^{ЖРО}, \quad (3.13)$$

$$m_{K_2HPO_4} = \frac{3}{2} m_{H_2O}^{ЖРО}. \quad (3.14)$$

После добавления компонентов (3.13, 3.14) происходит формирование магний-калий-фосфатной матрицы в соответствии с реакцией



А минимально допустимая масса матрицы $m_{ТВМКФ}$ на основе МКФ-матрицы, которую можно сформировать для отверждения одного литра ЖРО, составит:

$$m_{МКФматр} = 3(m_{H_2O}^{ЖРО} + 63M) + (m_s + m_{sludge}) - 50X. \quad (3.16)$$

3.3.3 Отверждение РАО с использованием МКФ-матрицы с дегидратацией

В попытке минимизации объема получаемых отходов необходимо рассмотреть вариант дегидратации МКФ-матрицы. Для чего при отверждении матрицу требуется добавить 20 масс.% связующих добавок (CaSiO_3) [127], масса которых составит:

$$m_{\text{CaSiO}_3} = 0,6m_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{ЖРО}}. \quad (3.17)$$

Минимально допустимая масса матрицы $m_{\text{МКФдегидр}}$ на основе МКФ-матрицы при варианте дегидратации, которую можно сформировать для отверждения одного литра ЖРО, составит:

$$m_{\text{МКФдегидр}} = 2,6(m_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{ЖРО}} + 63M) + (m_s + m_{\text{sludge}}) - 32M. \quad (3.18)$$

3.3.4 Отверждение РАО с использованием цементной матрицы (стандартный портландцемент)

Аналогичным образом можно оценить минимально возможную массу цементной матрицы, образующуюся при отверждении одного литра ЖРО. При цементировании в портландцемент соотношение жидких компонентов к твердым (водоцементное соотношение) должно составлять $W=0,6 \div 1,2$ [127]:

$$\frac{m_{\text{жидкие}}}{m_{\text{твердые}}} = \frac{m_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{ЖРО}} + m_s + m_{\text{NaNO}_3}}{m_{\text{sludge}} + m_{\text{цемент}}} = W, \quad (3.19)$$

где масса добавляемого сухого цемента будет равна:

$$m_{\text{цемент}} = \frac{1}{W} (m_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{ЖРО}} + m_s + 40X) - m_{\text{sludge}}. \quad (3.20)$$

Масса сформировавшейся цементной матрицы, которая кроме воды и цемента, также включает нитрат натрия (3.10) массой $85X$, присутствующие ранее в ЖРО растворенные соли массой m_s и нерастворимые осадки массой m_{sludge} :

$$m_{\text{ПЦматр}} = \left(1 + \frac{1}{W}\right) (m_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{ЖРО}} + m_s + 40M) + 63X. \quad (3.21)$$

3.3.5 Отверждение РАО с использованием цементной матрицы при пониженном водоцементном отношении

Дополнительно для минимизации объема цементированных РАО рассмотрим вариант цементирования при пониженном водоцементном соотношении, равном 25%. Масса добавляемого сухого цемента вычислим по формуле:

$$m_{\text{цемент}} = 4m_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{НЖРО}}. \quad (3.22)$$

Масса сформировавшейся цементной матрицы составит $5m_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{НЖРО}}$, кроме того в этой матрице будут находиться: нитрат натрия (3.10) массой $85X$, присутствующие ранее в ЖРО растворенные соли массой m_s и нерастворимые осадки массой m_{sludge} . Тогда минимально допустимая масса цементной матрицы $m_{\text{ТвЦемент}}$, которую необходимо сформировать для отверждения одного литра ЖРО, составит:

$$m_{\text{Цматр}} = 5(m_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{ЖРО}} + 63X) + (m_s + m_{\text{sludge}}) - 76X. \quad (3.23)$$

3.4 Оценка содержания воды в отвержденных РАО

Зная химический состав исходных ЖРО, можно определить минимально допустимую массу образующихся отвержденных РАО. Используя данные об изотопном составе исходных ЖРО (активности каждого присутствующего в ЖРО изотопа) вычисляется класс формируемых отвержденных РАО, что целесообразно использовать при анализе последующего обращения с отходами. Если по каким-то причинам (экономическим, экологическим, технологическим) класс будущих РАО оказывается неприемлемым для дальнейшего обращения с ними, можно рассчитать необходимое дополнительное количество (массу, объем) МКФ матрицы, которую необходимо сформировать для повышения класса (снижения удельной активности) формирующихся РАО.

В таблице 3.2 представлено сравнение содержания воды в рассмотренных матрицах. Значительное количество связанной воды безусловно негативно сказывается на устойчивости матрицы под облучением. При высокой степени

включения РАО при отверждении необходимо учитывать радиолиз присутствующей в матрице воды.

Таблица 3.2 – Сравнение состава матриц в разных способах отверждения ЖРО

Вариант отверждения	Выражение для расчета массы отвержденных РАО	Количество воды в матрице
МКФ-матрица	$3(m_{H_2O}^{ЖРО} + 63X) + (m_s + m_{sludge}) - 50X$	35%
МКФ-матрица с дегидратацией	$2,6(m_{H_2O}^{ЖРО} + 63X) + (m_s + m_{sludge}) - 32X$	0%
Цементирование в портландцемент	$\left(1 + \frac{1}{W}\right)(m_{H_2O}^{ЖРО} + m_s + 40X) + 63X$	40%
Цементирование с пониженным водоцементным соотношением	$5(m_{H_2O}^{ЖРО} + 63X) + (m_s + m_{sludge}) - 76X$	20%

Проверка радиационной стойкости цементной и МКФ-матрицы

В литературных источниках есть информация о радиационной устойчивости цементных и МКФ-матриц: для цемента доказана максимально допустимая дозовая нагрузка в 10^8 Бк [18; 19; 20], а для МКФ-матрицы – 10^6 Бк [30]. Поэтому после оценки массы отвержденных в цемент или МКФ-матрицы ЖРО (по составу отверждаемых отходов) также проводится оценка дозовой нагрузки, аналогичной представленной в алгоритме расчета остекловывания (формулы (3.2-3.7)).

3.5 Оценка классов РАО

Исходными данными для оценки класса образца отвержденных РАО являются масса и изотопный состав образца РАО, а также активность каждого изотопа, включенного в анализируемый образец. При этом все изотопы можно условно поделить на семь групп: ТУЭ короткоживущие, ТУЭ долгоживущие, альфа-активные (кроме ТУЭ) короткоживущие, альфа-активные (кроме ТУЭ) долгоживущие; бета-активные короткоживущие, бета-активные долгоживущие и тритий.

Пусть M_s – масса анализируемого образца, полученного при отверждении одного литра ЖРО. Тогда суммарную удельную активность изотопов определим через выражение:

$$A_j = \sum_{i=1}^{m_j} A_j^i, j = 1, \dots, 7. \quad (3.24)$$

где j – номер группы изотопов по предложенной классификации,

m_j – масса группы изотопов, кг,

$A_j^i, i = 1, \dots, m_j; j = 1, \dots, 7$ – активность каждого присутствующего в ЖРО изотопа, Бк/л.

Для долгоживущих и короткоживущих изотопов классификация сформированных ТРО будет характеризоваться величинами $\Omega 3$ и $\Omega 7$ соответственно

$$\Omega 3 = \sum_{j=1}^3 \frac{A_j}{a_j^{lim}}; \quad (3.25)$$

$$\Omega 7 = \sum_{j=4}^7 \frac{A_j}{a_j^{lim}}. \quad (3.26)$$

Если предположить, что отверждаемые ЖРО являются нейтральными растворами (азотная кислота в растворах отсутствует, $M = 0$) и не содержат осадков ($m_{sludge} = 0$), то допустимые массы отвержденных в МКФ-матрицу и цемент ТРО при отверждении 1 л раствора можно определить по формулам:

$$m_{ТВМКФ} = 3m_{H_2O}^{ЖРО} + m_s; \quad (3.27)$$

$$m_{ТВМКФ} = 2,6m_{H_2O}^{ЖРО} + m_s; \quad (3.28)$$

$$m_{ТВЦемент} = \left(1 + \frac{1}{W}\right) (m_{H_2O}^{ЖРО} + m_s); \quad (3.29)$$

$$m_{ТВЦемент} = 4(1 + W)m_{H_2O}^{ЖРО}. \quad (3.30)$$

Как правило, достаточно серьезным требованием к формирующимся ТРО будет принадлежность образующихся РАО к третьему классу, то есть должно соблюдаться условие

$$\Omega 7 + \Omega 3 = \theta < M_s. \quad (3.31)$$

Для минимизации объема получаемых ТРО необходимо оценить допустимую кратность упаривания ЖРО, чтобы в результате отверждения образующиеся ТРО соответствовали РАО третьего класса.

Тогда если необходимо отвердить раствор нейтральных ЖРО объемом V_0 с незначительным солесодержанием $m_s \ll m_{H_2O}^{ЖРО}$ (г/л) и удельной активностью трансурановых элементов A_0 Бк/л (с учетом предположения, что изотопный спектр ЖРО представлен долгоживущими изотопами), то упаренный в n раз раствор будет иметь удельную активность nA_0 . Тогда условие принадлежности отвержденных ЖРО к третьему классу записывается как

$$\frac{nA_0}{a_1^{lim}} < M_s, \quad (3.32)$$

или

$$n = \frac{3,0 \cdot 10^5}{A_0(\text{Бк/л})} - \text{для МКФ-матрицы};$$

$$n = \frac{2,6 \cdot 10^5}{A_0(\text{Бк/л})} - \text{для обезвоженной МКФ-матрицы};$$

$$n = \frac{(1+1/W) \cdot 10^5}{A_0(\text{Бк/л})} - \text{для цементной матрицы с высоким значением}$$

водоцементного соотношения;

$$n = 4W \frac{(1+1/W) \cdot 10^5}{A_0(\text{Бк/л})} - \text{для цементной матрицы.}$$

Разработанная классификация приведена в таблице 3.3.

Таблица 3.3 – Классификация сформированных ТРО в зависимости от величины M_s

Класс сформированных ТРО	M_s , кг/л ЖРО
1	$M_s < \frac{\Omega_3}{1000}$
2	$\frac{\Omega_3}{1000} < M_s < \Omega_7 + \Omega_3;$
3	$\Omega_7 + \Omega_3 < M_s < 10\Omega_3 + 1000\Omega_7;$
4 или вывод из под контроля (не РАО)	$10\Omega_3 + 1000\Omega_7 < M_s$

Предельная удельная активность отверждаемых ЖРО (содержащих исключительно долгоживущие трансурановые изотопы):

$$A = 3,0 \cdot 10^5 \text{ Бк/л} - \text{при условии отверждения в МКФ-матрицу};$$

$A = 2,6 \cdot 10^5 \text{ Бк/л} - \text{при отверждении в МКФ-матрицу и последующей дегидратацией};$

$A = (1 + 1/W) * 10^5 \text{Бк/л}$ – при условии отверждения в цементную матрицу (портландцемент);

$A = 4W(1 + 1/W) * 10^5 \text{Бк/л}$ – при условии отверждения в цемент.

Выводы по Главе 3

В данном разделе представлены результаты разработки алгоритмов расчета объемов отвержденных отходов с дифференциацией по классам опасности. Алгоритмы расчета объемов конечных форм отходов разработаны для различных матричных материалов: боросиликатное и алюмофосфатное стекла, МКФ-матрица, цемент.

Все разработанные алгоритмы реализованы в ПК ВИЗАРТ в виде отдельных модулей и были использованы как при расчете затрат на реализацию технологий обращения с РАО, так и при разработке исходных данных при проектировании радиохимических производств МП ОДЭК и МП ПЭК.

Следовательно, поставленная в главе задача по разработке и реализации в ПК ВИЗАРТ моделей технологических процессов образования и обращения с РАО с необходимой степенью детализации решена. Полученные результаты обеспечивают достижение цели исследования.

4 глава – Разработка в ПК ВИЗАРТ расчетных модулей и проведение расчетов объемов РАО для различных вариантов реализации технологий фракционирования на радиохимических производствах с обоснованием выбора одного из вариантов

4.1 Определение объемов РАО при различных реализациях технологий фракционирования

4.1.1 Программная реализация

Для того, чтобы автоматизировать расчеты объемов остеклованных РАО, образующихся при переработке по различным стратегиям фракционирования, в ПК ВИЗАРТ разработана операция «FractionationStrategies», которая позволяет провести расчет объемов стекла, получаемых при переработке ОЯТ, с учетом различных стратегий фракционирования. Параметры операции представлены на фрагменте скриншота, представленной на рисунке 4.1.

▲ Параметры	
Предел по α-излучению, α-распадов/см ³	5E+18
Предел по β-, γ-излучению, Гр/кг	1E+9
Плотность стекла с ВАО, кг/м ³	2700
Процент включения альфа-излучателей в массу стекла, %	0.2
Период времени для оценки дозы, накапливаемой в БСС с ВАО, лет	10000
Предел по тепловыделению для 2 класса, Вт/л	0.1
Максимально допустимое тепловыделение стекла для захоронения, Вт/л	1.5

Рисунок 4.1 – Фрагмент интерфейса операции «FractionationStrategies»

В данной программе рассматриваются следующие стратегии фракционирования при переработке ОЯТ:

1) **Без фракционирования:** выделяются только U, Pu, а прочие элементы формируют РАО 1 класса. Эффективность извлечения урана в расчетах составляет 99,997%, эффективность извлечения плутония составляет 99,9975%;

2) **Выделение МА,** выделяются U, Pu и МА (эффективность извлечения 99,9997%, 99,9975% и 99,9% соответственно), а прочие элементы формируют РАО 1 класса;

3) **Выделение МА и переварка ПД**, выделяются U, Pu и МА (эффективность извлечения 99,9997%, 99,9975% и 99,9% соответственно), а оставшиеся продукты деления формируют стекло 1 класса с завышенными показателями по радиационной нагрузке, с учетом переварки стекла через 60 лет после контролируемого хранения;

4) **Выделение МА и КФ (100%), переварка КФ через 60 лет**, выделяются U, Pu и МА (эффективность извлечения 99,9997%, 99,9975% и 99,9% соответственно), и КФ (с эффективностью выделения 100%), короткоживущая фракция отверждается как РАО 1 класса с учетом переваривания через 60 лет, а прочие элементы формируют РАО 1 класса;

а. **Выделение МА, КФ (97%), переварка КФ через 60 лет**, выделяются U, Pu и МА (эффективность извлечения 99,9997%, 99,9975% и 99,9% соответственно), и КФ (с эффективностью выделения 97%), короткоживущая фракция отверждается с учетом переваривания через 60 лет, а прочие элементы формируют РАО 1 класса;

б. **Выделение МА, КФ (100%), формирование 3 класса РАО**, выделяются U, Pu и МА (эффективность извлечения 99,9997%, 99,9975% и 99,9% соответственно), и КФ (с эффективностью выделения 100%), короткоживущая фракция отверждается с учетом переваривания и формирования РАО 3 класса через 300 лет, а прочие элементы формируют РАО 1 класса;

в. **Выделение МА, 3 класс**, выделяются U, Pu и МА (эффективность извлечения 99,9997%, 99,9975% и 99,9% соответственно), а оставшиеся продукты деления формируют стекло 3 класса;

5) **Выделение МА и КФ (100%)**, выделяются U, Pu и МА (эффективность извлечения 99,9997%, 99,9975% и 99,9% соответственно), и КФ (с эффективностью выделения 100%), короткоживущая фракция отверждается как РАО 1 класса, а прочие элементы формируют РАО 1 класса. Переварка стекла не предусмотрена.

На операции также реализована подпрограмма вычисления объема РАО *CalculationStrategy*, в которой происходят расчеты объема РАО с учетом

эффективности извлечения целевых компонентов и возможности перепаривания стекла после контролируемого хранения. Алгоритм расчета схематично представлен на рисунке 4.2.

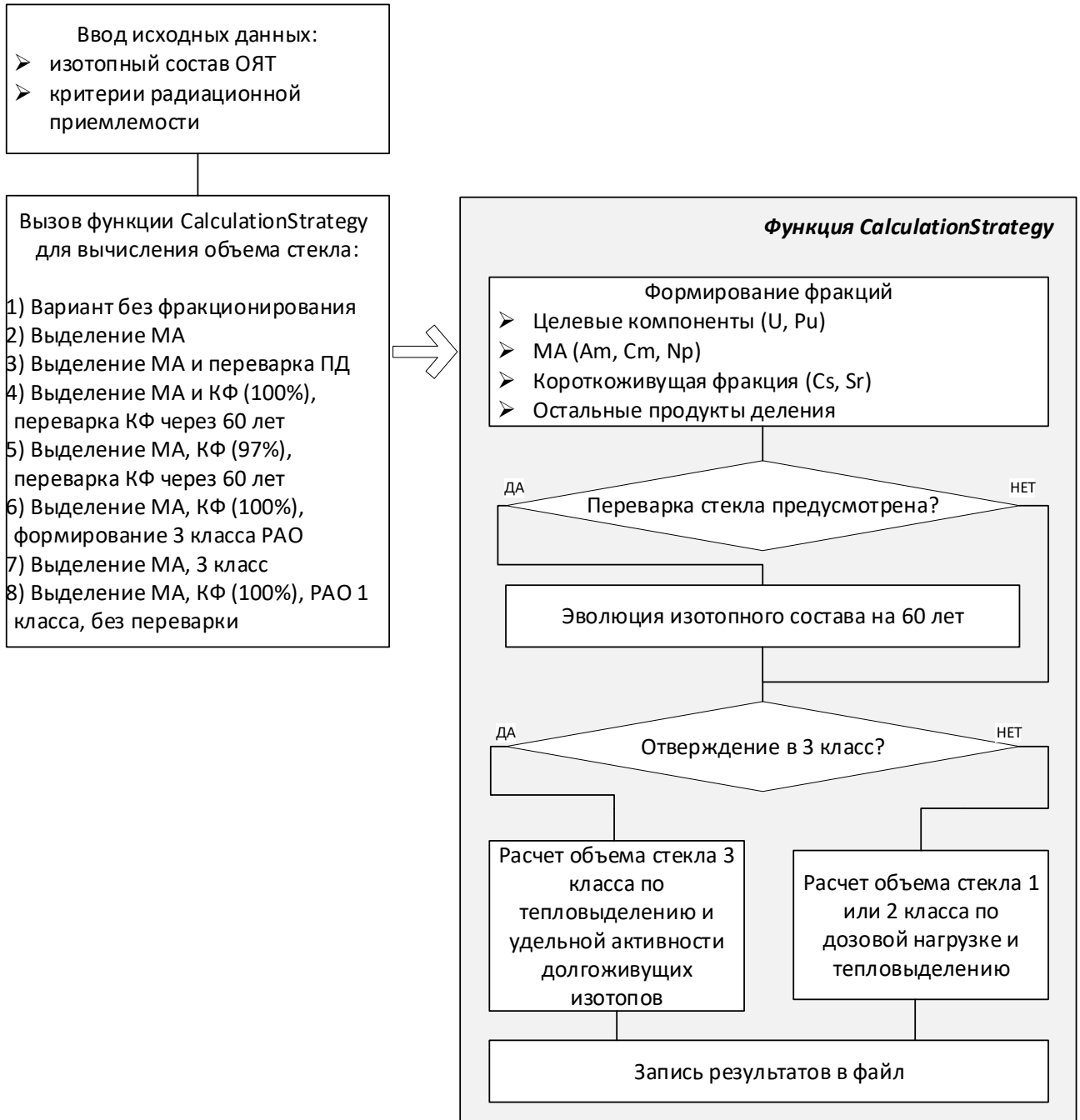


Рисунок 4.2 – Блок-схема расчета операции «Стратегии фракционирования»

В качестве исходных данных задается изотопный состав ОЯТ (можно использовать любой изотопный состав); ограничения на качество стекла (пределы по альфа-излучению, предел по бета- и гамма-излучению, процент включения

альфа-излучателей в стекло, время накопления дозы), ограничения на тепловыделение для 1 и 2 классов РАО.

Коэффициенты извлечения целевых компонентов, МА и КФ являются неменяемыми величинами, при проведении расчета вычисляется объем стекла для восьми вариантов фракционирования (таблица 4.1).

Таблица 4.1 – Эффективность извлечения разных фракций при проведении расчетов различных вариантов фракционирования

№	Вариант фракционирования	Эффективность извлечения, %				Учет переварки
		U	Pu	МА	Cs-Sr	
1	Без фракционирования	99,9997	99,9975	0	0	нет
2	Выделение МА			99,9	0	нет
3	Выделение МА и переварка ПД				0	да
4	Выделение МА и КФ (100%), переварка КФ через 60 лет				100	да
5	Выделение МА, КФ (97%), переварка КФ через 60 лет				97	да
6	Выделение МА, КФ (100%), формирование 3 класса РАО				100	нет
7	Выделение МА, 3 класс				0	нет
8	Выделение МА, КФ (100%), РАО 1 класса				100	нет

После того, как заданы исходные данные, формируются составы четырех возможных фракций (если выделение какой-то фракции не предусмотрено, то она будет пустой):

1) целевые продукты, куда попадают U и Pu с заданными коэффициентами выделения;

- 2) МА, которая формируется если задано условие фракционирования МА и куда попадают Am, Cm, Np с заданным коэффициентом выделения;
- 3) КФ, которая формируется если задано условие фракционирования КФ и куда попадают Cs и Sr с заданным коэффициентом выделения;
- 4) остальные ПД, куда попадают все прочие продукты деления и оставшаяся часть U, Pu, Np, Am, Cm, Cs, Sr если эффективность их выделения была не 100%.

В случае, если остеклованные РАО, содержание ПД или КФ, должны перевариваться, то далее вызывается функция эволюции изотопного состава для данной фракции. Время эволюции задано равным 60 лет. Дальнейшие расчеты идут для нового изотопного состава.

После чего вызывается расчет объема стекла, необходимого для отверждения фракции. При этом если остекловывание идет в 1 или 2 класс (в зависимости от тепловыделения изотопов), то объем фракции вычисляется по дозовой нагрузке, а если фракция отверждается в третий класс, такая возможность предусмотрена для вариантов обращения с фракцией КФ и ПД, то расчет объема РАО 3 класса идет по предельно допустимому тепловыделению долгоживущих нуклидов.

После проведения расчетов формируется excel-файл, в который записываются параметры расчета и результаты расчета (объем стекла, тепловыделение матрицы сразу после варки).

4.1.2 Результаты расчета

В качестве исходных данных взяты изотопные составы ОЯТ ВВЭР-1000 со средним выгоранием 50 ГВт·сут/т с выдержкой 7 лет и 70 ГВт·сут/т с выдержкой 7 лет, аналогично используемом в статье [128]. Изотопный состав облученного топлива рассчитывали с использованием программного модуля МИР [129; 130]. Состав по основным элементам представлен в таблице 4.2.

Таблица 4.2 – Составы ОЯТ ВВЭР-1000, используемые в расчетах

Элемент	ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 50 ГВт сут/т U и выдержкой 7 лет			ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 70 ГВт сут/т U и выдержкой 7 лет		
	Масса, кг/т ОЯТ	Активность, Бк/т ОЯТ	Тепло-выделение, Вт/т ОЯТ	Масса, кг/т ОЯТ	Активность, Бк/т ОЯТ	Тепло-выделение, Вт/т ОЯТ
U	822,39	$1,47 \cdot 10^{11}$	$2,65 \cdot 10^{-2}$	799,93	$1,81 \cdot 10^{11}$	$3,49 \cdot 10^{-2}$
Pu	10,99	$5,06 \cdot 10^{15}$	195,95	12,92	$6,28 \cdot 10^{15}$	369,30
Np	0,64	$1,53 \cdot 10^{12}$	0,11	0,98	$2,86 \cdot 10^{12}$	0,21
Am	0,75	$7,09 \cdot 10^{13}$	62,89	1,05	$8,85 \cdot 10^{13}$	78,31
Cm	0,28	$2,18 \cdot 10^{14}$	205,77	0,21	$5,77 \cdot 10^{14}$	545,29
Cs+Sr (с учетом дочерних)	7,51	$1,49 \cdot 10^{16}$	1328,30	10,71	$2,10 \cdot 10^{16}$	1909,95
Остальные ПД	38,82	$2,93 \cdot 10^{15}$	209,14	55,52	$3,49 \cdot 10^{15}$	269,45

В таблице 4.3 представлены расчеты вариантов фракционирования при переработке ОЯТ для минимизации объемов РАО (стоимость хранения в данных расчетах не учитывались).

Таблица 4.3 – Результаты расчета различных стратегий фракционирования

Фракция	Объем стекла по фракциям, м ³ /т ОЯТ	Тепло-выделение матрицы сразу после варки, КВт/м ³	Итоговый объем стекла, л/т ОЯТ	Объем стекла по фракциям, м ³ /т ОЯТ	Тепло-выделение матрицы сразу после варки, КВт/м ³	Итоговый объем стекла, л/т ОЯТ
	ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 50 ГВт сут/т U и выдержкой 7 лет			ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 70 ГВт сут/т U и выдержкой 7 лет		
1 без фракционирования						
ДМ	$5,98 \cdot 10^{-5}$	0,08	933,32	$7,24 \cdot 10^{-5}$	0,13	1337,50
МА	0,38	0,71		0,57	1,10	
ПД	0,55	2,75		0,77	2,81	
2 выделение МА						
ДМ	$5,98 \cdot 10^{-5}$	0,08	554,63	$7,24 \cdot 10^{-5}$	0,13	771,00
МА	$3,79 \cdot 10^{-4}$	0,71		0,00	1,10	
ПД	0,55	2,75		0,77	2,81	
3 выделение МА, переварка ПД						
ДМ	$5,98 \cdot 10^{-5}$	0,08	133,13	$7,24 \cdot 10^{-5}$	0,13	184,52
МА	$3,79 \cdot 10^{-4}$	0,71		$5,67 \cdot 10^{-4}$	1,10	
ПД	0,13	1,96		0,18	1,96	
4 выделение МА, КФ, переварка КФ (100%) через 60 лет						
ДМ	$5,98 \cdot 10^{-5}$	0,08	16,67	$7,24 \cdot 10^{-5}$	0,13	23,61
МА	$3,79 \cdot 10^{-4}$	0,71		$5,67 \cdot 10^{-4}$	1,10	
ПД	0,02	12,19		0,02	11,00	
CsSr	0,13	2,01	128,89	0,18	2,01	178,54
4а выделение МА, КФ(97%), переварка КФ через 60 лет						
ДМ	$5,98 \cdot 10^{-5}$	0,08	32,81	$7,24 \cdot 10^{-5}$	0,13	46,03
МА	$3,79 \cdot 10^{-4}$	0,71		$5,67 \cdot 10^{-4}$	1,10	
ПД	0,03	7,34		0,05	6,83	
CsSr	0,13	2,01	125,02	0,17	2,01	173,18
4б выделение МА, КФ, 3 класс КФ						
ДМ	$5,98 \cdot 10^{-5}$	0,08	16,67	$7,24 \cdot 10^{-5}$	0,13	23,61
МА	$3,79 \cdot 10^{-4}$	0,71		$5,67 \cdot 10^{-4}$	1,10	
ПД	0,02	12,19		0,02	11,00	
CsSr	1,01	1,31	1011,66	1,40	1,36	1401,31
4в выделение МА, 3 класс						
ДМ	$8,95 \cdot 10^{-5}$	0,05	2764,22	$1,77 \cdot 10^{-4}$	0,05	3534,53
МА	$5,92 \cdot 10^{-4}$	0,45		$8,11 \cdot 10^{-4}$	0,77	
ПД	2,76	0,55		3,53	0,61	
5 выделение МА и КФ, 1 класс						
ДМ	$5,98 \cdot 10^{-5}$	0,08	16,67	$7,24 \cdot 10^{-5}$	0,13	23,61
МА	$3,79 \cdot 10^{-4}$	0,71		$5,67 \cdot 10^{-4}$	1,10	
ПД	0,02	12,19		0,02	11,00	
CsSr	0,54	2,47	537,96	0,75	2,56	747,39

Из результатов расчета следует:

- выделение МА снизит объем РАО почти в два раза,
- выделение фракции Cs-Sr достаточно в степени 97%, более высокая степень выделения может усложнить и удорожать процесс, но не приведет к значительному сокращению объема РАО,
- переварка фракции Cs-Sr через 60 лет контролируемого хранения снизит объем фракции более, чем в 4 раза.

Также стоит отметить существенное сокращение времени на проведение расчетов при использовании расчетного программного модуля.

4.2 Расчеты затрат на реализацию различных стратегий фракционирования

4.2.1 Программная реализация

При проведении расчетов рассматривается 4 принципиальных варианта реализации фракционирования [123, 124]:

Вариант 1 – Без фракционирования, когда выделяются только U, Pu, а прочие элементы формируют РАО 1 класса;

Вариант 2 – Выделение МА: выделяются МА, а ПД формируют РАО 1 класса. Кюрий в смеси с ураном хранится контролируемо до переработки с целью извлечения плутония и урана, остатки кюрия остекловываются;

Вариант 3 – Выделение МА и переварка ПД: выделяются МА, а ПД формируют стекло 1 класса с завышенными показателями по радиационной нагрузке, с учетом переварки стекла через 60 лет после контролируемого хранения. Кюрий в смеси с ураном хранится контролируемо до переработки с целью извлечения плутония и урана, остатки кюрия остекловываются;

Вариант 4 – Выделение МА и Cs-Sr (100%): выделяются МА, кюрий в смеси с ураном хранится контролируемо до переработки с целью извлечения плутония и урана, остатки кюрия остекловываются; Выделяется фракция Cs-Sr отверждается с учетом формирования РАО 3 класса через 300 лет контролируемого хранения, а прочие элементы формируют РАО 1 класса.

В таблице 4.4 представлен вид целевых функций для расчета затрат на замыкание ЯТЦ для предлагаемых сценариев с учетом описания моделирования затрат на обращение с РАО, представленного в предыдущем разделе (формулы 2.1-2.11). В расчетах не учитывается хранение фракции америция до передачи на дожигание.

Таблица 4.4 –Целевые функции для различных сценариев переработки ОЯТ [123, 124]

Сценарий фракционирования	Вид целевой функции W
Вариант 1	$S_{SNF} T_{SNF} + W_{Base} + V_{vitrFP+MA}(S_{vitr} + S_{storage1} T_{storageRW} + S_{disp1})$
Вариант 2	$S_{SNF} T_{SNF} + (1 + \alpha_{OxCm+OxU} + \beta_{MA})W_{Base} + (V_{vitrFP} + V_{vitrCm})(S_{vitr} + S_{disp1}) + (V_{vitrFP} T_{storageRW} + V_{OxCm+OxU} T_{storageCm})S_{storage1}$
Вариант 3	$S_{SNF} T_{SNF} + (1 + \alpha_{OxCm+OxU} + \beta_{MA})W_{Base} + (V_{1vitrFP} + V_{2vitrFP} + V_{vitrCm})S_{vitr} + (\theta V_{1vitrFP} T_{storageRW} + V_{OxCm+OxU} T_{storageCm})S_{storage1} + (V_{2vitrFP} + V_{vitrCm})S_{disp1}$
Вариант 4	$S_{SNF} T_{SNF} + (1 + \alpha_{OxCm+OxU} + \beta_{MA} + \beta_{CsSr})W_{Base} + (V_{vitrFP-CsSr} T_{storageRW} + V_{OxCm+OxU} T_{storageCm})S_{storage1} + (V_{vitrFP-CsSr} + V_{vitrCm})(S_{vitr} + S_{disp1}) + V_{vitrCsSr}(S_{vitr} + S_{storage1} T_{storageX} + S_{storage2} T_{storage300-X} + S_{disp3})$

В целевых функциях заданы параметры разного типа, которые должны задаваться пользователем исходя из экономических данных о технологиях:

- параметры, относящиеся к стоимостям обращения с фракциями, а также стоимость базовой переработки,
- коэффициенты, относящиеся к удорожанию базовой технологии из-за выделения отдельных фракций,
- параметры, характеризующие время хранения до переработки (в том числе повторной).

Также исходной информацией для расчета является изотопный состав ОЯТ, для которого в процессе выполнения расчета вычисляются объемы различных фракций в разных сценариях фракционирования:

- объем стекла 1 класса, получившегося при отверждении МА и ПД по базовой технологии переработки;
- объем стекла 1 класса, получившегося при отверждении ПД;
- объем фракции U-Cm, формируемой при переработке и направляемой на хранение;
- объем стекла 1 класса, получившегося при отверждении остатков фракции кюрия после выделения из нее урана и плутония;
- объем стекла 1 класса, получающийся при переварке гранулята с ПД после контролируемого хранения;
- объем стекла 3 класса от фракции Cs-Sr.

Перечень всех входящих в целевую функцию параметров представлен в таблице 4.5.

Таблица 4.5 – Перечень параметров при расчете целевых функций [123, 124]

Обозначение параметра	Описание параметра и единицы измерения
Данные о стоимостях хранения и переработке по базово технологии	
W_{Base}	Затраты на переработку одной тонны ОЯТ по базовой технологии, у.е.
S_{SNF}	Стоимость хранения 1т ОЯТ в год, у.е.
S_{vitr}	Стоимость получения единицы объема стекла при остекловывании ВАО, у.е.
$S_{storage1}$	Стоимость хранения единицы объема тепловыделяющих ВАО (выше 1 Вт/л) в год, у.е.
$S_{storage2}$	Стоимость хранения единицы объема нетепловыделяющих ВАО (ниже 1 Вт/л) в год, у.е.
S_{disp1}	Стоимость захоронения единичного объема РАО 1-го класса, у.е.
S_{disp3}	Стоимость захоронения единичного объема РАО 3-го класса, у.е.
Коэффициенты удорожания технологии	
$\alpha_{OxSm+OxU}$	Доля удорожания технологии за счет переработки фракции кюрия (в смеси с ураном) после контролируемого хранения, безр
β_{MA}	Доля удорожания технологии переработки ОЯТ за счет выделения фракции МА, безр
β_{CsSr}	Доля удорожания технологии переработки ОЯТ за счет выделения фракции Cs-Sr, безр
θ	Доля увеличения объема хранимого гранулята по сравнению с монолитным стеклом, безр

Продолжение таблицы 4.5

Обозначение параметра	Описание параметра и единицы измерения
Продолжительности всех промежуточных хранений ОЯТ и РАО	
T_{SNF}	Время хранения ОЯТ до переработки, год
$T_{storageRW}$	Время контролируемого хранения тепловыделяющих ВАО до захоронения, год
$T_{storageCm}$	Время контролируемого хранения выделенного кюрия до переработки с целью выделения плутония, год
$T_{storageX}$	Время контролируемого хранения остеклованной фракции Cs-Sr до спада тепловыделения до уровня 1 Вт/л, год
$T_{storage300-X}$	Время контролируемого хранения остеклованной фракции Cs-Sr с момента спада тепловыделения до уровня 1 Вт/л до захоронения как РАО 3-го класса, год
Объемы всех образующихся фракций	
$V_{vitrFP+MA}$	Объем стекла при остекловывании продуктов деления и минорных актинидов при переработке 1 т ОЯТ, м ³
V_{vitrFP}	Объем стекла при остекловывании продуктов деления при переработке 1 т ОЯТ, м ³
V_{vitrCm}	Объем стекла при остекловывании кюрия, оставшегося после контролируемого хранения при переработке 1 т ОЯТ, м ³
$V_{oxCm+oxU}$	Объем смеси оксидов кюрия и оксидов урана, направляемой на контролируемое хранение при переработке 1 т ОЯТ, м ³
$V_{1vitrFP}$	Объем стекла при первичном остекловывании продуктов деления при переработке 1 т ОЯТ в рамках технологии двухстадийного остекловывания, м ³
$V_{2vitrFP}$	Объем стекла при вторичном остекловывании продуктов деления при переработке 1 т ОЯТ в рамках технологии двухстадийного остекловывания, м ³
$V_{vitrFP-CsSr}$	Объем стекла при остекловывании продуктов деления за исключением фракции Cs+Sr при переработке 1 т ОЯТ, м ³

На рисунке 4.3 представлена блок-схема проведения расчетов в подпрограмме.

На рисунке 4.4 представлен фрагмент интерфейса подпрограммы с перечнем входных параметров (для проведения расчета объемов выделяемых фракций и конечных форм РАО).

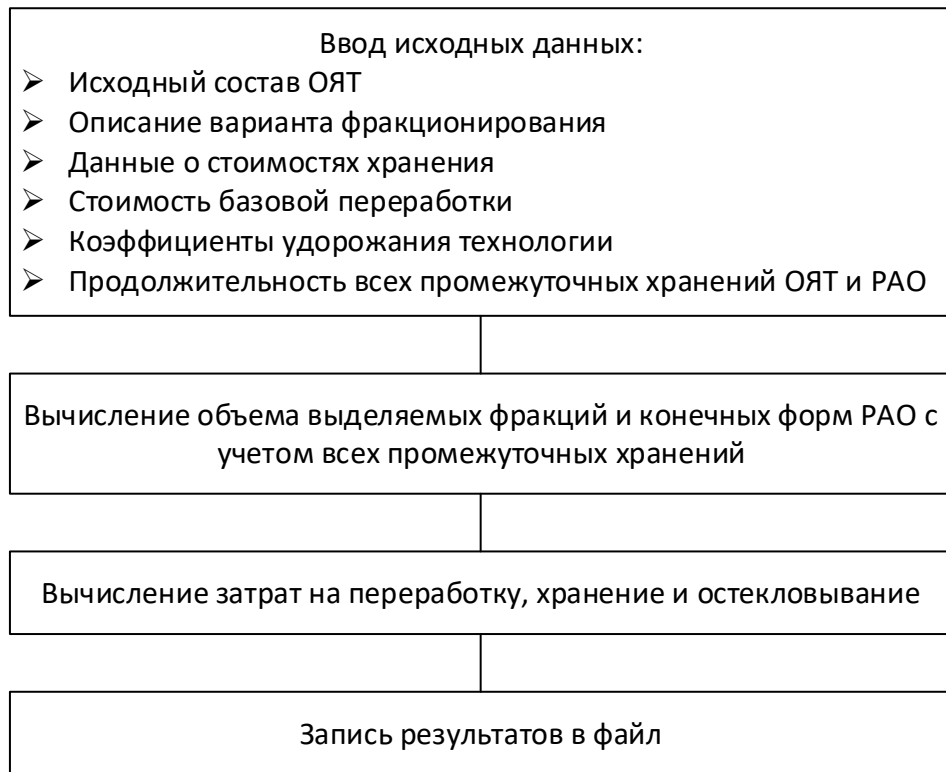


Рисунок 4.3 – Блок-схема расчета подпрограммы «HandlingCost»

▲ Параметры	
Максимально допустимая активность долгоживущих бета-излучателей для 3 класса, Бк/г	1E+6
Предел по α-излучению, α-распадов/см ³	5E+18
Предел по β-, γ-излучению, Гр/кг	1E+9
Насыпная плотность фракции с Cm, кг/м ³	2000
Степень извлечения Cs-Sr, %	100
Степень извлечения МА, %	99.9
Степень извлечения целевых компонентов U, Pu, Np, %	99.975
Плотность стекла с ВАО, кг/м ³	2700
Процент включения альфа-излучателей в массу стекла, %	0.2
Период времени для оценки дозы, накапливаемой в БСС с ВАО, лет	10000
Максимально допустимое тепловыделение для хранения, Вт/л	25
Предел по тепловыделению для 2 класса, Вт/л	0.1
Максимально допустимое тепловыделение стекла для захоронения, Вт/л	1.5
Время контролируемого хранения фракции Cm до переработки, лет	60
Время контролируемого хранения остеклованной фракции Cs-Sr, лет	300
Время контролируемого хранения тепловыделяющих ВАО до захоронения, лет	60

Рисунок 4.4 – Фрагмент интерфейса подпрограммы «HandlingCost» с перечнем параметров

4.2.2 Результаты расчетов

В качестве исходных данных взят не только состав ОЯТ от ВВЭР-1000 с выгоранием 70ГВт сут/т ОЯТ (таблица 4.2), но и состав ОЯТ БРЕСТ-ОД-300 с выгоранием 8-10% и выдержкой 2 года, который предполагается перерабатывать на МП ОДЭК [93]. Состав по основным элементам для ОЯТ реактора на быстрых нейтронах представлен в таблице 4.6.

Таблица 4.6 – Состав СНУП ОЯТ БРЕСТ-ОД-300, используемые в расчетах

Элемент	СНУП ОЯТ БРЕСТ-ОД-300 с выгоранием 8-10 % т.а. и выдержкой 3 года		
	Масса, кг/т ОЯТ	Активность, Бк/т ОЯТ	Тепловыделение, Вт/т ОЯТ
U	737,7	$3,73 \cdot 10^{11}$	$3,82 \cdot 10^{-2}$
Pu	131,29	$1,53 \cdot 10^{16}$	1010
Np	0,28	$4,68 \cdot 10^{12}$	0,32
Am	2,12	$2,25 \cdot 10^{14}$	170
Cm	0,13	$3,91 \cdot 10^{14}$	372
Cs+Sr (с учетом дочерних)	8,79	$2,13 \cdot 10^{16}$	1860
Остальные ПД	65,31	$1,79 \cdot 10^{16}$	1420

В таблицах 4.7 и 4.8 представлены параметры, характеризующие продолжительность технологических операций, удорожание базовой технологии за счет дополнительных операций фракционирования и увеличения объема хранения, остеклованных ВАО в форме гранулята, принятые при проведении расчетов.

В таблице 4.9 представлены результаты расчетов затрат (с представлением затрат в условных единицах) для различных стратегий фракционирования для двух составов рассматриваемых ОЯТ (для реактора БРЕСТ и для реактора ВВЭР).

Таблица 4.7 – Параметры для расчета затрат на переработку [123, 124]

Параметр	Обозначение параметра	Значение параметра
Время хранения ОЯТ до переработки, год	T_{SNF}	7
Время контролируемого хранения тепловыделяющих ВАО до захоронения, год	$T_{storageRW}$	60
Время контролируемого хранения выделенного кюрия до переработки с целью выделения плутония, год	$T_{storageCm}$	60
Доля удорожания базовой технологии переработки ОЯТ за счет выделения фракции Cs-Sr, безразмерный	β_{CsSr}	0,15
Доля удорожания технологии переработки ОЯТ за счет выделения фракции МА, безразмерный	$\beta_{МА}$	0,15
Коэффициент увеличения объема остеклованных продуктов деления при первичном остекловывании за счет насыпного хранения гранулята, безразмерный	θ	2
Время контролируемого хранения остеклованной фракции Cs-Sr до спада тепловыделения до уровня 1 Вт/л, год	$T_{storageX}$	0
Время контролируемого хранения остеклованной фракции Cs-Sr с момента спада тепловыделения до уровня 1 Вт/л до захоронения как РАО 3-го класса, год	$T_{storage300-X}$	300

Таблица 4.8 – Результаты расчета объемов фракций для различных сценариев фракционирования [123, 124]

Параметр	Обозначение	ОЯТ БРЕСТ	ОЯТ ВВЭР
Объем стекла при остекловывании ПД и МА при переработке 1 т ОЯТ, м ³	$V_{vitrFP+MA}$	1,22	1,04
Объем стекла при остекловывании ПД при переработке 1 т ОЯТ, м ³	V_{vitrFP}	0,81	0,91
Объем смеси оксидов кюрия и оксидов урана, направляемой на контролируемое хранение при переработке 1 т ОЯТ, м ³	$V_{oxCm+oxU}$	0,018	0,027
Объем стекла при остекловывании кюрия, оставшегося после контролируемого хранения при переработке 1 т ОЯТ, м ³	V_{vitrCm}	0,037	0,064
Объем стекла при первичном остекловывании ПД при переработке 1 т ОЯТ в рамках технологии двухстадийного остекловывания, м ³	$V_{1vitrFP}$	0,36	0,4
Объем стекла при вторичном остекловывании ПД при переработке 1 т ОЯТ в рамках технологии двухстадийного остекловывания, м ³	$V_{2vitrFP}$	0,36	0,4
Объем стекла при остекловывании продуктов деления за исключением фракции Cs-Sr при переработке 1 т ОЯТ, м ³	$V_{vitrFP-CsSr}$	0,25	0,23
Объем стекла при остекловывании изотопов Cs-Sr при переработке 1 т ОЯТ, м ³	$V_{vitrCsSr}$	5,33	1,99

Таблица 4.9 – Затраты на замыкающую стадию ЯТЦ (в расчете на 1 т ОЯТ) для различных сценариев [123, 124]

Параметр	СНУП ОЯТ БРЕСТ				ОЯТ ВВЭР-1000			
	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 4	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 4
Стоимость хранения до переработки, у.е./т ОЯТ	0,026	0,026	0,026	0,026	0,026	0,026	0,026	0,026
Стоимость переработки ОЯТ, у.е./т ОЯТ	1,300	1,300	1,300	1,300	1,000	1,000	1,000	1,000
Стоимость фракционирования МА, у.е./т ОЯТ		0,242	0,242	0,242		0,204	0,204	0,204
Стоимость фракционирования Cs-Sr, у.е./т ОЯТ				0,195				0,150
Суммарная стоимость переработки, у.е./т ОЯТ	1,300	1,542	1,542	1,737	1,000	1,204	1,204	1,354
Стоимость остекловывания стекла с ПД, у.е./т ОЯТ	0,060	0,040	0,035	0,012	0,051	0,044	0,039	0,011
Стоимость остекловывания стекла с См, у.е./т ОЯТ		0,002	0,002	0,002		0,003	0,003	0,003
Стоимость остекловывания стекла с Cs-Sr, у.е./т ОЯТ				0,260				0,097
Суммарная стоимость остекловывания, у.е./т ОЯТ	0,060	0,041	0,037	0,274	0,051	0,048	0,042	0,111
Стоимость хранения стекла с ПД, у.е./т ОЯТ	0,627	0,417	0,370	0,129	0,535	0,468	0,411	0,118
Стоимость хранения стекла с См, у.е./т ОЯТ		0,009	0,009	0,009		0,014	0,014	0,014
Стоимость хранения стекла с Cs-Sr, у.е./т ОЯТ				2,741				1,023
Суммарная стоимость хранения, у.е./т ОЯТ	0,627	0,426	0,380	2,879	0,535	0,482	0,425	1,156
Итого	2,013	2,035	1,984	4,916	1,611	1,759	1,697	2,647

Из результатов расчета следует:

– фракционирование МА в сочетании с гомогенным дожиганием нептуния и америция не увеличивает общие затраты на переработку ОЯТ и обращение с РАО (в допущении, что стоимость рефабрикации ОЯТ БР с включением МА и без них не отличаются). В случае гетерогенного дожигания также необходимо учесть стоимость топливного цикла гетерогенного дожигания;

- вариант с двойной перепаркой стекла (сценарий 3) может оказываться экономически выгодным с учетом растянутости затрат во времени;

- в настоящее время в соответствии с действующими расценками на передачу РАО 1-го и 2-го класса Национальному оператору затраты на операцию повторной перепарки стекла составляют от 2-5 % от общих затрат на переработку ОЯТ и обращение с РАО;

- затраты на контролируемое хранение РАО (до передачи Национальному оператору) составляют около 25% от общих затрат;

- экономически не выгодным является только вариант 4 с отверждением фракции Cs-Sr в матрицу, которая через 300 лет будет соответствовать РАО 3-го класса.

4.3 Расчет оценки затрат при выборе технологий фракционирования

4.3.1 Программная реализация

На основе представленной в разделе 2 Методики проведена глубокая экономическая оценка вариантов фракционирования с выделением фракций МА и Cs-Sr, а также вариантов обращения с вторичными отходами, применительно к действующей технологии завода РТ-1.

В расчете рассмотрено:

- выделение фракции МА для последующего дожигания;
- выделение фракции Cs-Sr с использованием различных экстракционных систем (в качестве наиболее перспективных применительно к технологическому процессу на заводе РТ-1 рассматриваются системы на основе краун-эфиров в спирте-теломере n-3 и на основе ХДК в Ф-3);
- фракция Cs-Sr отверждается в инертную матрицу, с таким расчетом, чтобы после 300 лет контролируемого хранения, в течение которых произойдет значительный спад тепловыделения, фракция могла быть передана Национальному оператору как РАО 3-го класса или возвращена иностранному заказчику;

– выделение Mo-Zr из рафината, полученного после выделения Cs-Sr для попытки минимизации высокоактивных отходов. Фракция Mo-Zr отверждается в цемент;

– при формировании отвержденных ВАО рассмотрены: боросиликатное стекло, алюмофосфатное стекло и керамика.

Пример возможных технологических схем фракционирования Cs-Sr представлен на рисунках 4.2.

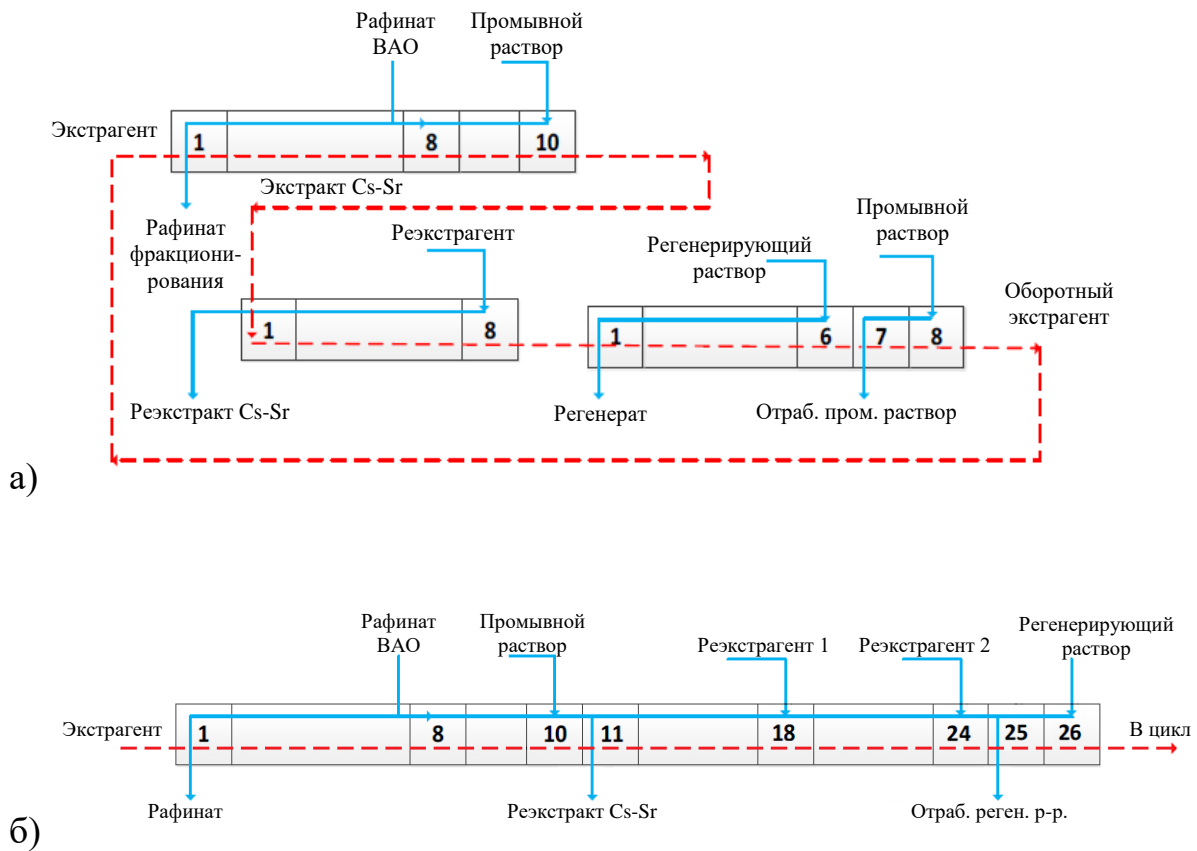


Рисунок 4.2 – Технологические схемы извлечения цезия и стронция
 а) экстракционной системой на основе краун-эфиров,
 б) экстракционной системой на основе ХДК

Принципиальная технологическая схема процесса выделения Mo-Zr представлена на рисунке 4.3.

Основные затраты на реализацию технологий фракционирования складываются из количества аппаратов технологической схемы и числа промежуточных емкостей между переделами технологической схемы; цены на реагенты и стоимости обращения с РАО, в том числе со вторичными РАО.

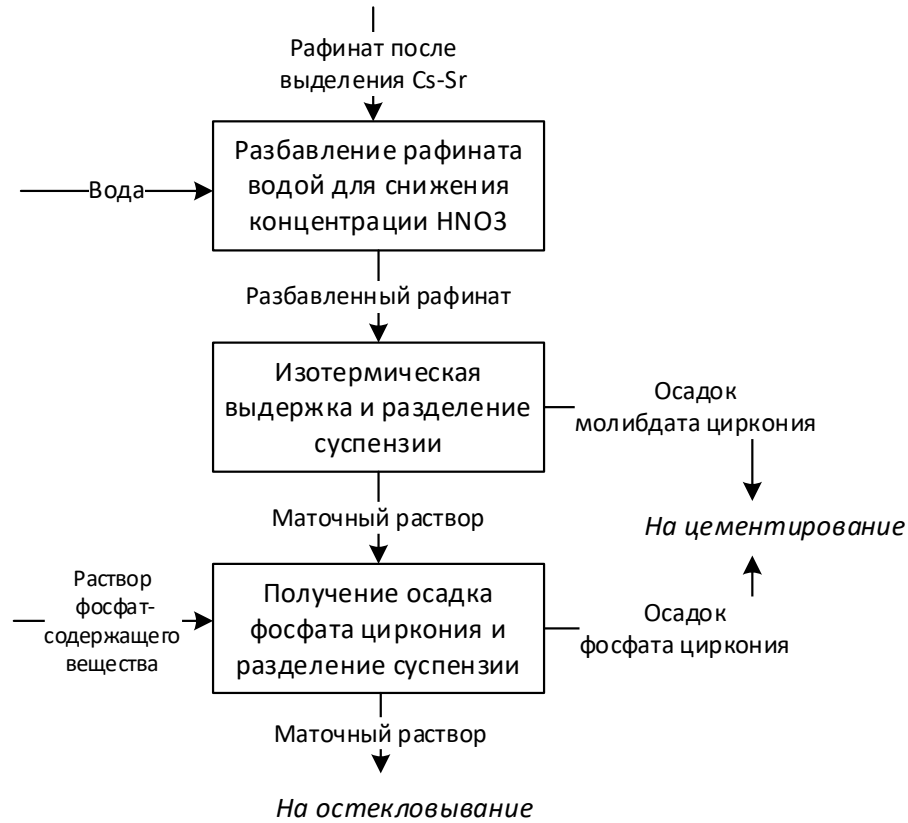


Рисунок 4.3 – Принципиальная технологическая схема выделения Mo-Zr

В ПК ВИЗАРТ были реализованы соответствующие схемы для проведения балансовых расчетов для получения данных обо всех образующихся потоках в технологии (в том числе характеристики вторичных РАО, объемы и состав). Список разработанных схем включает:

- схема с учетом фракционирования МА и фракционирования Cs-Sr системой на основе ХДК,
- схема без фракционирования МА, но с учетом фракционирования Cs-Sr системой на основе ХДК,
- схема с учетом фракционирования МА и фракционирования Cs-Sr системой на основе краун-эфиров,
- схема без фракционирования МА, но с учетом фракционирования Cs-Sr системой на основе краун-эфиров,

Фрагмент одной из расчетных схем (без фракционирования МА, но с учетом фракционирования Cs-Sr системой на основе ХДК) представлен на рисунке 4.4.

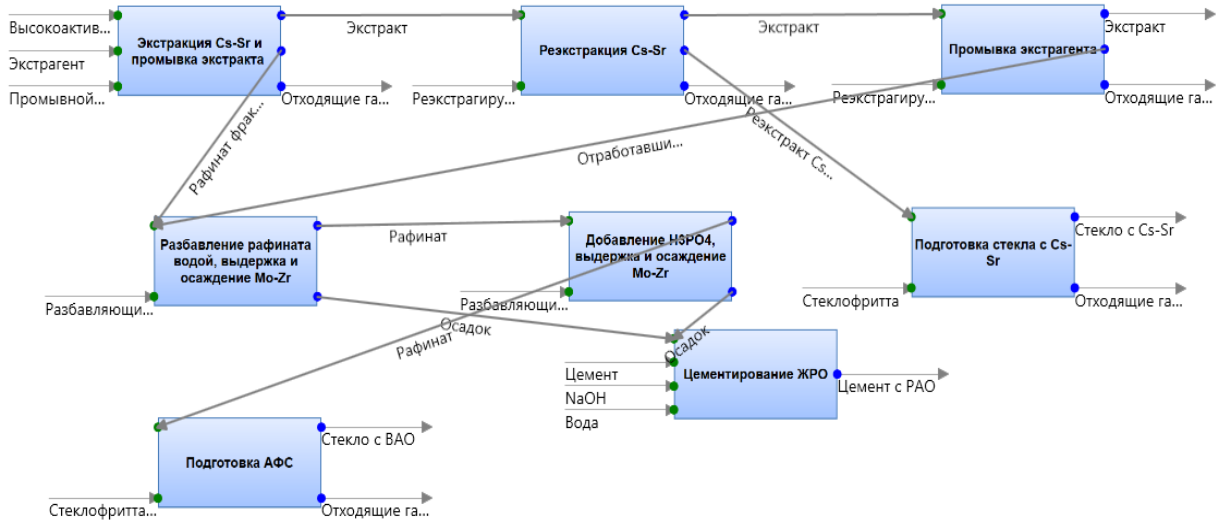


Рисунок 4.4 – Технология фракционирования Cs-Sr на основе ХДК в Ф-3 без выделения МА

4.3.2 Результаты расчетов

В качестве исходных данных взят состав ОЯТ ВВЭР-1000 (таблица 4.2).

На рисунках 4.5 и 4.6 представлены результаты расчета затрат для четырех рассматриваемых схемных решений.

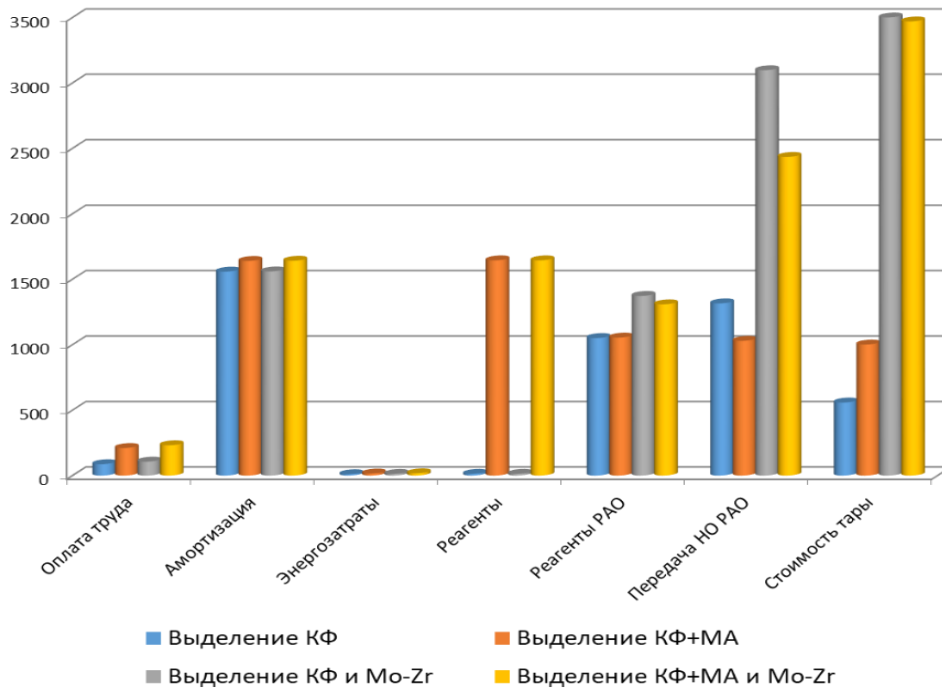


Рисунок 4.5 – Сравнение затрат на реализацию различных вариантов фракционирования

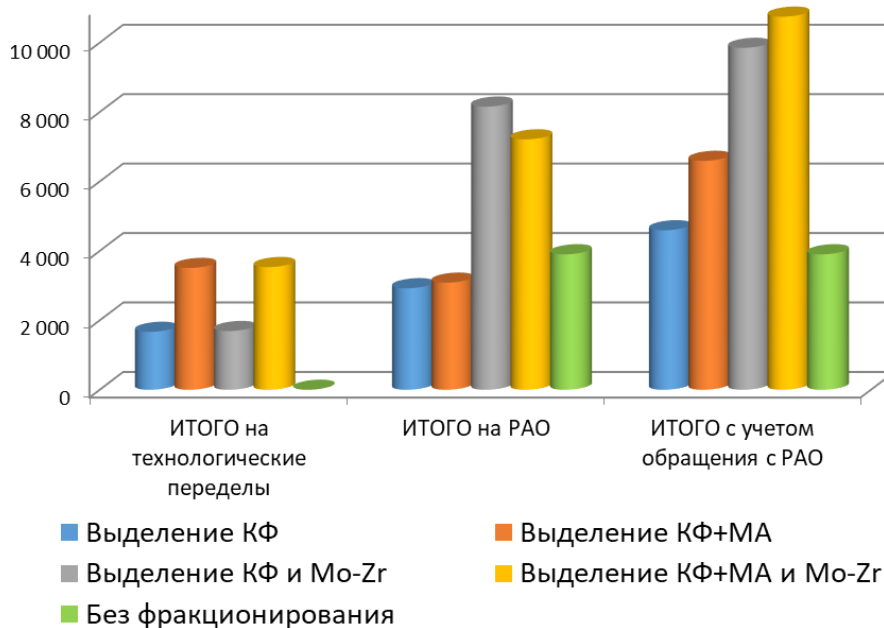


Рисунок 4.6 – Сравнение затрат на реализацию и обращение с РАО для различных вариантов фракционирования

Из представленных результатов расчета можно сделать выводы:

- дополнительная операция выделения МА увеличивает затраты на фракционирование КФ примерно на 40 %;
- дополнительная операция выделения Мо-Zr практически вдвое увеличивает затраты на технологию фракционирования (за счет затрат на обращение с РАО).

Выводы по Главе 4

В главе представлены результаты разработки в ПК ВИЗАРТ расчетных модулей и проведения расчетов объемов РАО для различных вариантов реализации технологий фракционирования. Основные результаты исследования:

- 1) Разработан инструмент для проведения расчетов и оптимизации затрат на замыкающую стадию ЯТЦ, а также сравнения между собой различных вариантов реализации технологий переработки и обращения с РАО. Полученные с помощью ПК ВИЗАРТ результаты расчетов различных вариантов реализации замыкающей стадии ЯТЦ позволяют сравнить и выбрать наиболее выгодный сценарий, а также

получить информацию о наиболее затратных операциях в рамках выбранных технологических решений.

2) С использованием разработанных методик для проведения сравнительного анализа при выборе оптимальной реализации технологии замыкания ЯТЦ, а также используя разработанные алгоритмы для расчета объемов образующихся отвержденных в нейтральные матрицы РАО в ПК ВИЗАРТ реализованы модели расчета стоимости обращения с РАО, позволяющие быстро оценить затраты на замыкающую стадию, а также сравнить между собой различные варианты реализации ЗЯТЦ.

3) По реализованным программным модулям были проведены многовариантные расчеты по оптимизации схемных решений, в том числе расчеты затрат на реализацию различных схемных решений. При этом стоит отметить существенное сокращение времени на проведение расчетов при использовании расчетного программного модуля.

4) Подготовлены предложения по сокращению образующихся РАО для различных радиохимических объектов.

Таким образом, можно сделать вывод, что поставленные в главе задачи по разработке и реализации моделей технологических процессов образования и обращению с РАО, а также по проведению многовариантных расчетов по оптимизации схемных решений решены. Полученные результаты обеспечивают подтверждение научной новизны и практическую значимость исследования. Результаты данных расчетов использованы при выборе и обосновании реализации технологий фракционирования на предприятии РТ-1.

5 глава – Расчеты объемов РАО разных классов в соответствии с существующими НП для обоснования внесения изменений в нормативную документацию

5.1 Исходные данные для расчета

Для расчета объемов РАО разных классов в соответствии с существующими нормативными требованиями проведены расчеты двух типов: во-первых, расчеты, учитывающих влияние альфа-излучателей на конечный объем РАО, а, во-вторых, учет глубины фракционирования при возможном выделении фракций МА, цезия-стронция, технеция, йода, трития, углерода, возможность выделения которых рассматривалась в главе 1.

При этом для анализа альфа-излучателей расчеты проводились для составов ОЯТ ВВЭР-1000 (таблица 4.1), а для учета глубины фракционирования в качестве исходных данных взят состав ОЯТ БРЕСТ-ОД-300 с выгоранием 8-10%, принятый для переработки на МП ОДЭК [93]. В таблице 5.1 приведены характеристики извлекаемых при фракционировании изотопов.

Таблица 5.1 – Характеристики отдельных изотопов ОЯТ БРЕСТ-300

Изотоп	Период полураспада, лет	Активность, Бк/кг ОЯТ	
^{241}Am	432,27	$1,84 \cdot 10^{11}$	
$^{242m1}\text{Am}$	141	$1,83 \cdot 10^{10}$	
^{243}Am	7370	$4,59 \cdot 10^9$	
^{242}Cm	162 сут	$3,32 \cdot 10^{10}$	
^{243}Cm	29,1	$9,54 \cdot 10^9$	
^{244}Cm	18,01	$3,48 \cdot 10^{11}$	
^{245}Cm	$8,5 \cdot 10^3$	$7,39 \cdot 10^7$	
^{246}Cm	$4,76 \cdot 10^3$	$1,20 \cdot 10^5$	
$^{137}\text{Cs} + ^{90}\text{Sr}$ (с дочерними продуктами распада) + ^{134}Cs	Около 30 лет	Выдержка 0 лет	$2,13 \cdot 10^{13}$
		Выдержка 30 лет	$9,83 \cdot 10^{12}$
		Выдержка 60 лет	$4,88 \cdot 10^{12}$
		Выдержка 90 лет	$2,42 \cdot 10^{12}$
		Выдержка 120 лет	$1,20 \cdot 10^{12}$
		Выдержка 180 лет	$2,97 \cdot 10^{11}$
	Выдержка 300 лет	$1,13 \cdot 10^{10}$	
^{135}Cs	$2,3 \cdot 10^6$	$1,25 \cdot 10^8$	
^{99}Tc	$2,1 \cdot 10^5$	$1,06 \cdot 10^9$	
^{129}I	$1,5 \cdot 10^7$	$3,58 \cdot 10^6$	
^{14}C	$5,7 \cdot 10^3$	$4,67 \cdot 10^{10}$	
^3H	12,32	$4,23 \cdot 10^{10}$	

5.2 Анализ влияния альфа-излучателей на конечный объем РАО

5.2.1 Программная реализация

Для того, чтобы оценить вклад альфа-излучающих изотопов в объем РАО, который рассчитывается по нормативным требованиям, в ПК ВИЗАРТ разработана операция «InclusionAlpha». Данная операция позволяет оценить вклад различных альфа-излучающих изотопов на минимально допустимый объем отвержденных в стекло РАО. При этом учитываются такие требования, как дозовая нагрузка по альфа-излучению, накопленная за 10000 лет, и включение альфа-излучателей в объем стекла, влияние бета-, гамма-излучения и тепловыделения не учитывается. Фрагмент интерфейса программы с параметрами операции представлен на рисунке 5.1.

В качестве исходных данных задается изотопный состав ОЯТ (можно использовать любой изотопный состав) и ряд варьируемых параметров: коэффициенты извлечения в ходе переработке целевых компонентов (U, Pu) и МА (при выделении МА при переработке); ограничения на качество стекла (предел по альфа-излучению и процент включения альфа-излучателей в стекло, время накопления дозы).

▲ Параметры	
Предел по α -излучению, α -распадов/см ³	1E+18
Степень извлечения МА, %	99.9
Степень извлечения Pu, %	99.975
Степень извлечения U, %	99.9997
Плотность стекла с ВАО, кг/м ³	2700
Процент включения альфа-излучателей в массу стекла, %	0.2
Период времени для оценки дозы, накапливаемой в БСС с ВАО, лет	10000

Рисунок 5.1 – Фрагмент интерфейса операции «Извлечение альфа-излучателей»

Алгоритм расчета операции представлен на рисунке 5.2.

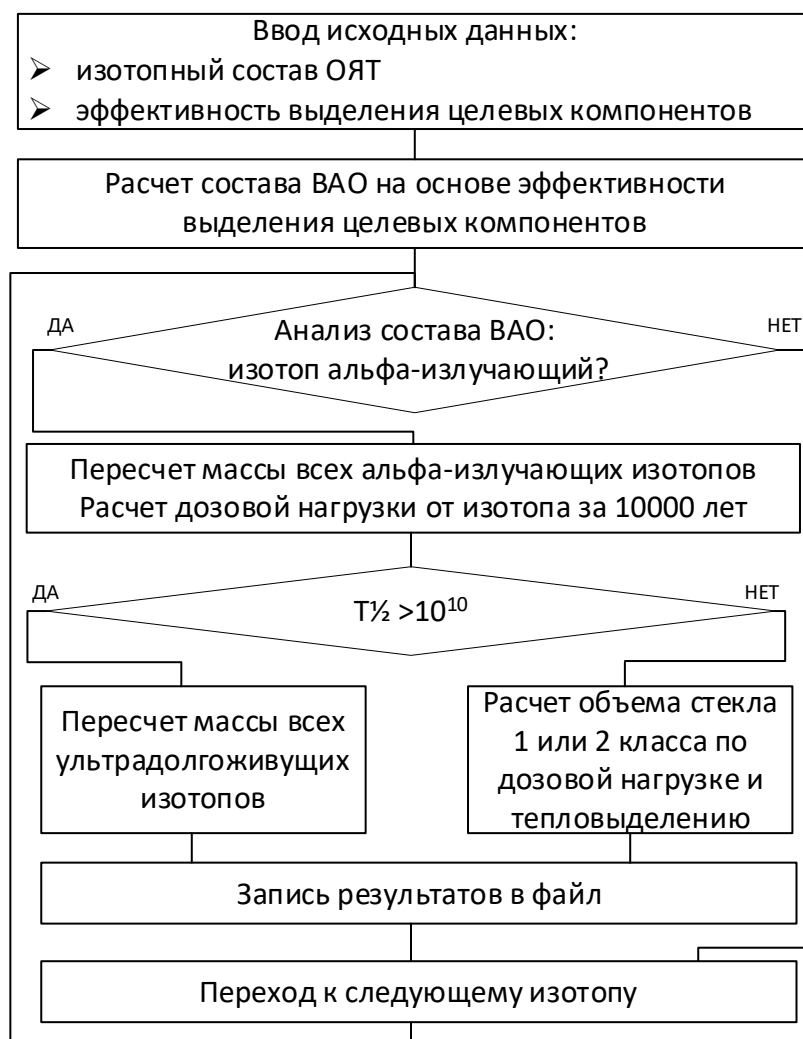


Рисунок 5.2 – Блок-схема расчета на операции
«Извлечение альфа-излучателей»

Последовательность действий представленного на рисунке 5.2 алгоритма заключается в следующем:

1) Из состава ОЯТ извлекаются целевые компоненты с заданной эффективностью извлечения (U , Pu , Np , Am , Cm); можно оценить варианты без извлечения МА и с извлечением МА;

2) Для оставшихся изотопов проводится проверка – если это альфа-излучающий изотоп, то для него вычисляются количество распадов за заданное время, и рассчитывается суммарная масса альфа-излучающих изотопов,

3) Аналогично проводятся расчеты только для ультра-долгоживущих альфа-излучающих изотопов (время полураспада больше 10^{10} лет),

4) Вычисляется объем стекла, необходимый для иммобилизации ВАО по дозовой нагрузке и включению альфа-излучателей,

5) В результате выполнения расчета формируется два excel-файла:

– с данными об альфа-излучателях (наименование изотопа, время его полураспада, количество распадов для заданной массы альфа-излучающего изотопа), который позволяет оценить наибольший вклад изотопов, а также обратить внимание на влияние ультра долгоживущих альфа-излучающих изотопов,

– с данными об максимально допустимом объеме РАО, рассчитанном по нормативным документам, который позволяет оценить, что больше всего влияет на вычисление объема стекла.

5.2.2 Результаты расчетов

Состав ОЯТ был загружен в программный модуль «Извлечение альфа-излучателей» и проведен расчет. Значение параметров для проведения расчета представлены в таблице 5.2.

Таблица 5.2 – Исходные параметры для проведения расчетов

Наименование параметра	Значение параметра для варианта			
	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 4
Степень извлечения U, %	99,9997			
Степень извлечения Pu, %	99,975			
Степень извлечения МА, %	99,9		0	
Процент включения α -излучателей в стекло, %	0,2	0,6	0,2	0,6
Предел по α -излучению, α -распадов/см ³	10 ¹⁹			
Период времени для оценки дозы, накапливаемой в БСС с ВАО, лет	10000			
Плотность стекла с ВАО, кг/м ³	2700			

Суммарно проведено 4 варианта расчета для разных значений максимально допустимого включения альфа-излучателей и ТУЭ, а также с учетом выделения МА и без выделения МА из ВАО.

В результате расчета сформированы файлы: таблица 5.3 – характеристики альфа-излучающих изотопов, таблица 5.4 – объемы стекла, образующихся при разных вариантах расчета.

Таблица 5.3 – Время полураспада альфа-излучающих изотопов

Изотоп	$T_{1/2}$, ГОД	Изотоп	$T_{1/2}$, ГОД	Изотоп	$T_{1/2}$, ГОД
^{148}Sm	$7,00 \cdot 10^{15}$	^{242}Pu	$3,75 \cdot 10^5$	^{241}Am	432,54
^{144}Nd	$2,29 \cdot 10^{15}$	^{248}Cm	$3,48 \cdot 10^5$	^{249}Cf	351,10
^{152}Gd	$1,08 \cdot 10^{14}$	^{234}U	$2,45 \cdot 10^5$	$^{242\text{m1}}\text{Am}$	141,01
^{147}Sm	$1,06 \cdot 10^{11}$	^{233}U	$1,59 \cdot 10^5$	^{238}Pu	87,71
^{232}Th	$1,41 \cdot 10^{10}$	^{236}Np	$1,54 \cdot 10^5$	^{232}U	68,89
^{238}U	$4,47 \cdot 10^9$	^{230}Th	$7,54 \cdot 10^4$	^{243}Cm	29,10
^{235}U	$7,04 \cdot 10^8$	^{231}Pa	$3,28 \cdot 10^4$	^{244}Cm	18,10
^{146}Sm	$1,03 \cdot 10^8$	^{239}Pu	$2,41 \cdot 10^4$	^{145}Pm	17,70
^{244}Pu	$8,00 \cdot 10^7$	^{245}Cm	8498,75	^{241}Pu	14,29
^{236}U	$2,34 \cdot 10^7$	^{243}Am	7370,65	^{250}Cf	13,08
^{247}Cm	$1,56 \cdot 10^7$	^{240}Pu	6559,43	^{228}Th	1,91
^{237}Np	$2,14 \cdot 10^6$	^{246}Cm	4759,55	^{242}Cm	0,45

Таблица 5.4 – Объем стекла ВАО для разных вариантов

Объем стекла	С извлечением МА		Без извлечения МА	
	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 4
по дозе, л	2,16	2,16	1856,49	1856,49
в том числе				
– РЗЭ ($T_{1/2} > 10^{10}$)	6,09E-05	6,09E-05	6,10E-05	6,10E-05
– ТУЭ	2,16	2,16	1856,49	1856,49
по включению				
α -излучателей, л	396,60	132,20	666,97	222,32
в том числе				
– РЗЭ ($T_{1/2} > 10^{10}$)	395,82	131,94	395,82	131,94
– ТУЭ	0,32	0,11	270,69	90,23

Выводы по результатам расчета влияния альфа-излучателей на объем РАО:

– в составе ОЯТ могут присутствовать ультра-долгоживущие изотопы РЗЭ, время полураспада которых много больше возраста Вселенной (^{148}Sm , ^{144}Nd , ^{152}Gd , ^{147}Sm),

– без фракционирования МА объем стекла определяется дозой нагрузкой от альфа-излучающих изотопов Am, Cm. Вклад в общую дозу РЗЭ несущественен,

– при фракционировании МА, минимально допустимый объем стекла для отверждения РАО будет определяться количеством ультра долгоживущих альфа-излучатели (с временем полураспада больше 10^{10} лет), дозовая нагрузка которых является не существенной. Следовательно, вклад ультра долгоживущих альфа-излучателей не надо учитывать при оценке объема минимально допустимого объема стекла, особенно при оценке объема стекла по максимально допустимому включению альфа-излучателей в стекло, что требует корректировки НП-019.

5.3 Расчет объема РАО в зависимости от глубины фракционирования

5.3.1 Программная реализация

Для анализа влияния глубины фракционирования на объем образующихся РАО разных классов в ПК ВИЗАРТ разработана операция «FractionationMACsSrITcCT», которая позволяет провести расчет объемов РАО, образующихся при выделении следующих фракций: МА, Cs-Sr, технеций, йод, углерод, тритий для разных значений глубины фракционирования. При этом рассматриваются различные классы образующихся отвержденных РАО.

В качестве исходных данных задается изотопный состав ОЯТ, а также ограничение на качество стекла (радиационная стойкость и тепловая нагрузка) и цемента (при формировании РАО 3 и 4 классов). Фрагмент интерфейса программы с параметрами операции представлен на рисунке 5.3. Алгоритм расчета представлен на рисунке 5.4.

▲ Параметры	
Предел по α -излучению, α -распадов/см ³	1E+19
Предел по β -, γ -излучению, Гр/кг	1E+9
Предел по β -излучению для цемента, Гр	1E+8
Плотность стекла с ВАО, кг/м ³	2700
Процент включения альфа-излучателей в массу стекла, %	0.2
Процент включения ТУЭ в массу стекла, %	0.2
Период времени для оценки дозы, накапливаемой в БСС с ВАО, лет	10000
Максимально допустимое тепловыделение стекла для хранения, Вт/л	25
Максимально допустимое тепловыделение стекла для окончательного захоронения, Вт/л	1.5

Рисунок 5.3 – Фрагмент интерфейса операции «Фракционирование МА, Cs-Sr, I₂, Tc, ¹⁴C, ³H»

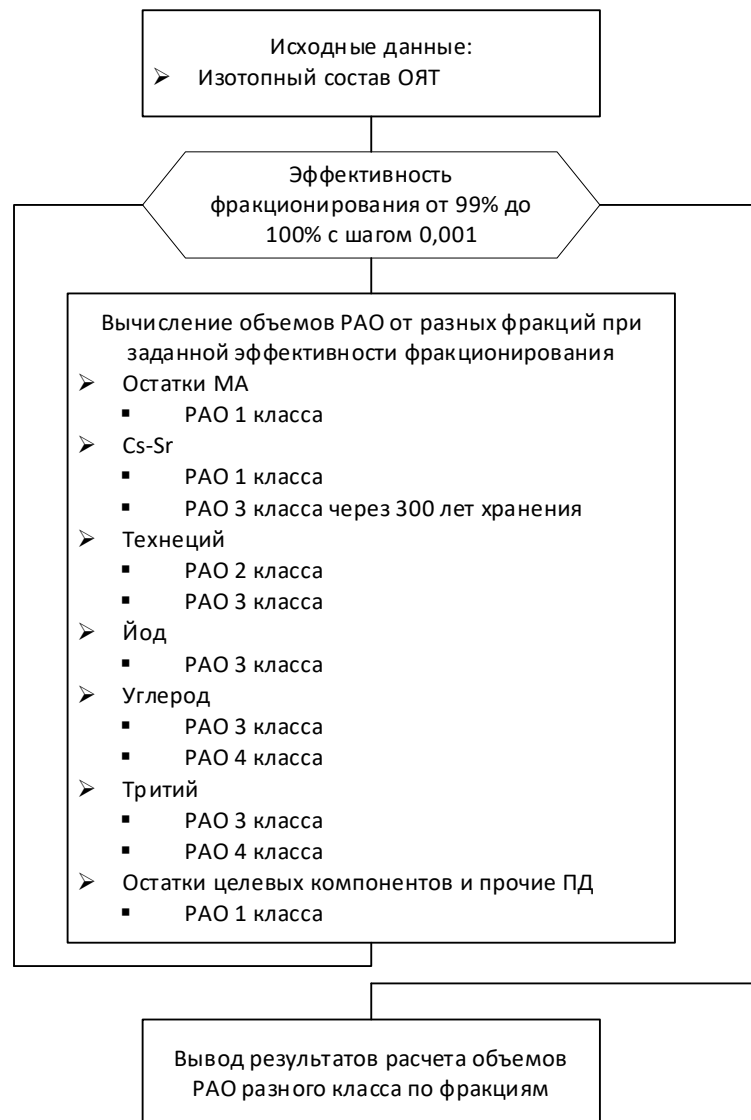


Рисунок 5.4 – Блок-схема расчета на операции «Фракционирование МА, Cs-Sr, I₂, Tc, ¹⁴C, ³H»

5.3.2 Результаты расчетов

В таблице 5.5 представлены результаты вычислений объемов РАО, сформированных разными фракциями, при переработке ОЯТ БРЕСТ-ОД-300 с выгоранием 8-10% и выдержкой во вне реакторном хранилище в течение 2 лет, с учетом разных классов образующихся РАО.

Таблица 5.5 – Объем РАО, формируемый разными фракциями

Фракция нуклидов	Класс РАО	Объем РАО, м ³ /т ОЯТ							
		Эффективность фракционирования, %							
		99	99,5	99,9	99,95	99,99	99,995	99,999	100
МА	1	0,47	0,50	0,52	0,52	0,52	0,52	0,52	0,52
Cs-Sr	1	0,66	0,69	0,72	0,73	0,73	0,73	0,73	0,73
	3	4,77	5,03	5,24	5,27	5,29	5,30	5,30	5,30
Технеций	2	9,7E-4	1,0E-3	1,0E-3	1,1E-3	1,1E-3	1,1E-3	1,1E-3	1,1E-3
	3	35,17	37,12	38,68	38,88	39,03	39,05	39,07	39,07
Углерод	3	1557	1644	1713	1722	1729	1730	1730	1730
Йод	3	0,12	0,13	0,13	0,13	0,13	0,13	0,13	0,13
Тритий	3	1,4E-4	1,5E-4	1,5E-4	1,6E-4	1,6E-4	1,6E-4	1,6E-4	1,6E-4
	4	0,14	0,15	0,16	0,16	0,16	0,16	0,16	0,16

При этом не вошедшие в рассматриваемые фракции остатки целевых и другие продукты деления формируют объемы РАО 1 класса: вклад остатков целевых компоненты составляет 0,0002 м³/т ОЯТ (эффективность выделения U, Pu принята 99,999%), вклад продуктов деления – 0,05 м³/т ОЯТ.

Для варианта, не предусматривающего фракционирование, объем РАО 1 класса составляет 1,33 м³/т ОЯТ. При фракционировании только фракции МА объем РАО 1 класса составит 0,81 м³/т ОЯТ.

По рассчитанным объемам РАО также можно оценить стоимость захоронения РАО с учетом тарифов национального оператора (таблица 5.6).

Таблица 5.6 – Стоимость захоронения различных фракций нуклидов

Фракция нуклидов	Класс РАО	Стоимость захоронения, тыс. руб./т ОЯТ
Без фракционирования	1	2 091,69
Целевые компоненты	1	0,38
ПД	1	81,09
МА	1	815,49
Cs-Sr	1	1 134,97
	3	881,36
Технеций	2	0,77
	3	6 500,99
Углерод	3	287 905,62
Йод	3	22,08
Тритий	3	0,03
	4	8,57

Выводы по Главе 5

В настоящей главе исследовано влияние нормативных требований к качеству остеклованных РАО, что позволило провести расчет объемов РАО разных классов в соответствии с существующими НП для обоснования внесения изменений в нормативную документацию.

Результаты исследований включают в себя:

1) анализ влияния альфа-излучателей на объем РАО показал, что вклад ультра долгоживущих альфа-излучателей можно не учитывать при оценке объема минимально допустимого объема стекла, особенно при оценке объема стекла по максимально допустимому включению альфа-излучателей в стекло, что требует корректировки НП-019.

2) расчет глубины фракционирования на объем РАО и анализ влияния класса получаемых отходов на объем РАО, на основании которых предложены методы обращения с фракциями трития, Cs-Sr, углерода и технеция.

Таким образом, поставленная в главе задача по проведению анализа влияния различных нормативных требований на объемы образующихся РАО решена. Полученные результаты обеспечивают подтверждение научной новизны.

6 глава – Расчетное обоснование методов обращения с фракцией Cm в ЗЯТЦ с БР

6.1 Предпосылки

Концепция замкнутого топливного цикла с БР подразумевает, что все актиниды должны быть так или иначе вовлечены в топливный цикл: либо в качестве регенерированного ядерного топлива, либо отправлены на трансмутацию в реакторы-дожигатели. При этом америций может быть вовлечен в топливный цикл РУ БР сразу, а кюрий не может быть включен в топливную композицию непосредственно, но образующийся в нем вследствие радиоактивного распада плутоний по прошествии около 70 лет пригоден для возврата в реактор. Поэтому во всех вариантах технологий МП ОДЭК и ПЭК предусмотрено фракционирование МА (выделение и разделение америция и кюрия), после чего фракцию кюрия направляют на контролируемое хранение в урановой или другой инертной матрице для снижения активности и тепловыделения [93].

При этом, для снижения тепловыделения до 25 Вт/л (соответствует требованиям для хранения тепловыделяющим РАО), кюрий необходимо смешивать с инертным носителем (предлагаются варианты смешения с ураном или ураном и РЗЭ), что приводит к образованию больших объемов тепловыделяющей фракции, которую необходимо хранить около 70 лет.

Важно отметить, что в работе [131] была проанализирована возможность использования кюрия длительного хранения в смеси с диоксидом урана для реакторов на быстрых нейтронах на примере реактора БН-1200М со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом. При проведении расчетов радиационных характеристик рассматривалась возможность использования смеси уран-кюрия после длительного хранения без извлечения остаточного содержания кюрия. В результате работы было получено, что вовлечение остатков кюрия с дочерними продуктами распада после 75 лет хранения совместно с ураном в смешанное уран-плутониевое топливо не приводит к

существенным изменениям радиационных характеристик топлива. Что позволяет исключить необходимость выделения плутония из кюриевых РАО и захоронение остатков кюриевой фракции, выделенной из ОЯТ путем ее дожигания в РБН. Накопленное при хранении количество продуктов деления не препятствует изготовлению смешанного уран-плутониевого топлива по штатной технологии, что тоже следует принимать во внимание при проведении анализа и оптимизационных расчетов.

В данном разделе работы были проведены расчеты различных методов обращения с фракцией кюрия с целью сокращения объема контролируемого хранения.

6.2 Формирование стекла от фракции Cm

6.2.1 Программная реализация

При выборе оптимального метода обращения с кюрием из ОЯТ были учтены следующие факторы:

- высокое тепловыделение не позволяет включить фракцию Cm в топливо непосредственно после переработки ОЯТ с высоким выгоранием;
- один из рассматриваемых вариантов – хранение Cm в матрице UO_2 до распада в Pu и до снижения тепловыделения; также может рассматриваться матрица оксидов РЗЭ;
- тепловыделение РАО (без упаковки) при хранении не должно превышать 25 Вт/л [132].

Для оценки объема РАО, получаемого при формировании матрицы Cm, разработана операция «CmFractionHandling», которая позволяет провести расчет объемов фракции с кюрием, формируемую при переработке ОЯТ и необходимую переработать после контролируемого хранения, когда большая часть кюрия распадется до плутония. Фрагмент интерфейса данной операции с перечнем входных параметров представлена на рисунке 6.1.

В качестве исходных данных (кроме параметров расчета, представленных на рисунке 6.1), задается изотопный состав ОЯТ, который подвергается переработке.

▲ Параметры	
Предел по α-излучению, α-распадов/см ³	5E+18
Предел по β-, γ-излучению, Гр/кг	1E+9
Насыпная плотность фракции с Cm, кг/м ³	2000
Время хранения фракции Cm, лет	70
Степень извлечения MA, %	99.9
Степень извлечения Pu, %	99.975
Степень извлечения U, %	99.9997
Плотность стекла с ВАО, кг/м ³	2700
Процент включения ТУЭ в массу стекла, %	0.2
Смешивать кюрий с РЗЭ	<input type="checkbox"/>
Период времени для оценки дозы, накапливаемой в БСС с ВАО, лет	10000
Максимально допустимое тепловыделение стекла для хранения, Вт/л	25

Рисунок 6.1 – Фрагмент интерфейса операции «Обращение с фракцией Cm»

На операции реализован следующий алгоритм расчета:

1) Расчет смеси кюрия с РЗЭ – выделенная в процессе переработки фракция кюрия смешивается с фракцией РЗЭ и ураном

а. Рассчитывается состав фракции кюрия, которая состоит из: кюрия, выделенного из ОЯТ с заданным пользователем коэффициентом очистки, из 100% РЗЭ, которые были в исходном ОЯТ, и урана, количество которого рассчитывается по формуле:

$$m_U = \frac{Q}{Q_y} \rho - m_{\text{РЗЭ}}, \quad (6.1)$$

где Q – тепловыделение массы кюрия, полученной от переработки 1 тонны ОЯТ, Вт/т ОЯТ,

Q_y – удельное тепловыделение, допустимое для хранения, 25 Вт/л,

ρ – насыпная плотность фракции с кюрием, кг/л,

$m_{P3Э}$ – масса P3Э из ОЯТ, кг/т ОЯТ.

б. Для полученного состава фракции вызывают функцию эволюции изотопного состава на время контролируемого хранения (70 лет);

в. Из нового состава фракции убирается уран и плутоний с заданным коэффициентом очистки, а для оставшегося состава вычисляется объем стекла 1 класса, рассчитанного по дозовой нагрузке, и объем стекла, если остекловывание проводить с получением РАО 2 класса (расчет по удельному тепловыделению и активности).

2) Расчет смеси кюрия без P3Э – когда фракция кюрия не смешивается с фракцией P3Э, в качестве нейтральной матрицы берется уран

а. Рассчитывается состав фракции кюрия, которая состоит из: кюрия, выделенного из ОЯТ с заданным пользователем коэффициентом очистки, и урана, количество которого рассчитывается по формуле:

$$m_U = \frac{Q}{Q_y} \rho, \quad (6.2)$$

где Q – тепловыделение массы кюрия, полученной от переработки 1 тонны ОЯТ, Вт/т ОЯТ,

Q_y – удельное тепловыделение, допустимое для хранения, 25 Вт/л,

ρ – насыпная плотность фракции с кюрием, кг/л.

б. Для полученного состава фракции вызывается функция эволюции изотопного состава на время контролируемого хранения (70 лет);

в. Из нового состава фракции убирается уран и плутоний с заданным коэффициентом очистки, а для оставшегося состава вычисляется объем стекла 1 класса, рассчитанного по дозовой нагрузке, и объем стекла, если остекловывание проводить с получением РАО 2 класса (расчет по удельному тепловыделению и активности).

После проведения расчетов формируется excel-файл, в который записываются параметры расчета и результаты расчета.

Блок-схема операции представлена на рисунке 6.2.



Рисунок 6.2 – Блок-схема расчета подпрограммы «CmFractionHandling»

6.2.2 Результаты расчетов

Расчеты проведены для состава ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 50 ГВт·сут/т с выдержкой 7 лет и 70 ГВт·сут/т с выдержкой 7 лет (таблица 4.2). При проведении расчетов вариантов обращения с фракцией кюрия формируется файл объемами стекла (таблица 6.1), получаемого при переработке ОЯТ (строка «Отвержденные ПД») и при переработке фракции U-Cm (или U-Cm-РЗЭ) после контролируемого хранения в течение 70 лет и выделения U и Pu после хранения (строка «Остатки от фракции кюрия»).

Таблица 6.1 – Пример таблицы с результатами расчета объема стекла

Фракция	Класс РАО	Объем стекла с РАО, л/т ОЯТ			
		ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 50 ГВт сут/т U и выдержкой 7 лет		ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 70 ГВт сут/т U и выдержкой 7 лет	
		Фракция U-Cm-P3Э	Фракция U-Cm	Фракция U-Cm -P3Э	Фракция U-Cm
Отвержденные ПД (образуются на момент переработки ОЯТ)	1	1 497	1 466	2 082	2 036
	2	41 213	27 394	58 404	39 541
Остатки от фракции кюрия (после контролируемого хранения и выделения U, Pu)	1	69	69	188	188
	2	394	8 476	1 050	10 779
Суммарно	1	1 567	1 536	2 270	2 224
	2	41 607	35 871	59 454	50 320

Из полученных результатов можно сделать следующие выводы:

– отверждение ПД во второй класс приводит к увеличению объема стекла по сравнению с отверждением в 1 класс в 28 раз для варианта, когда РЗЭ при переработке идут сразу в стекло, и в 19 раз, когда РЗЭ формируют фракцию U-Cm-P3Э; при этом разница в стоимости захоронения образующихся РАО 1 класса будет в 10-12 раз ниже, чем 2 класса (согласно тарифам на захоронение на 2025 г [125]);

– при обращении с фракцией кюрия в случае, если после хранения и выделения плутония формируется стекло с остатками Cm 1 класса вклад РЗЭ не влияет на объем стекла;

– при обращении с фракцией кюрия в случае, если после хранения и выделения плутония формируется стекло с остатками Cm 2 класса, то включение РЗЭ во фракцию Cm увеличивает объем стекла от фракции Cm в 22 раза;

– при этом общий объем стекла (от ПД и от остатков фракции Cm) при формировании фракции U-Cm-P3Э уменьшается по сравнению со случаем, когда формируется фракция U-Cm.

Таким образом, по расчетам является целесообразным формировать фракцию U-Cm-PЗЭ 1 класса.

6.3 Расчетная оценка обращения с кюрием для долгосрочного хранения и последующей переработки

6.3.1 Программная реализация

Для оценки изменения изотопного состава фракции кюрия во времени в отсутствие нуклидного потока, разработана операция «CmLongTermStorage», которая позволяет на основании данных об исходном составе ОЯТ вначале рассчитать состав фракции Cm, образующийся на время переработки ОЯТ (аналогично реализованному в разделе 6.2), а далее получить изотопный состав фракции при долгосрочном хранении. Фрагмент интерфейса данной операции с перечнем входных параметров представлена на рисунке 6.3.

▲ Параметры	
Предел по α -излучению, α -распадов/см ³	1E+18
Предел по β -, γ -излучению, Гр/кг	1E+9
Период времени для оценки дозы, накапливаемой в БСС с ВАО, лет	10000
Максимально допустимое тепловыделение стекла для хранения, Вт/л	25
Максимально допустимое тепловыделение стекла для окончательного захоронения, Вт/л	1.5
Отношение U/Cm в порошках U-Cm	250
Время 1, через которое тепло должно стать 1,5 Вт/л	50
Время 2, через которое тепло должно стать 1,5 Вт/л	70

Рисунок 6.3 – Фрагмент интерфейса операции «Долговременное хранение фракции Cm»

Алгоритм расчета представлен на рисунке 6.4. Во время проведения расчетов из исходного состава ОЯТ формируется фракция U-Cm аналогично рассмотренному в разделе 6.2. Далее с шагом в 1 год происходит расчет эволюции изотопного состава фракции U-Cm до максимальной продолжительности хранения (принято с запасом 130 лет). Для пересчитанного

состава фракции проводится расчет объема стекла, который должен получиться при переработке фракции с кюрием с целью выделения плутония и урана после заданного времени хранения. Для расчета на каждый год в файл записываются результаты расчета, содержащие массу образовавшегося плутония, оставшегося кюрия, тепловыделение как всей фракции, так и каждого из компонентов, входящих в состав фракции, а также данные об объемах РАО 1 класса, куда войдут остатки фракции кюрия после переработки.

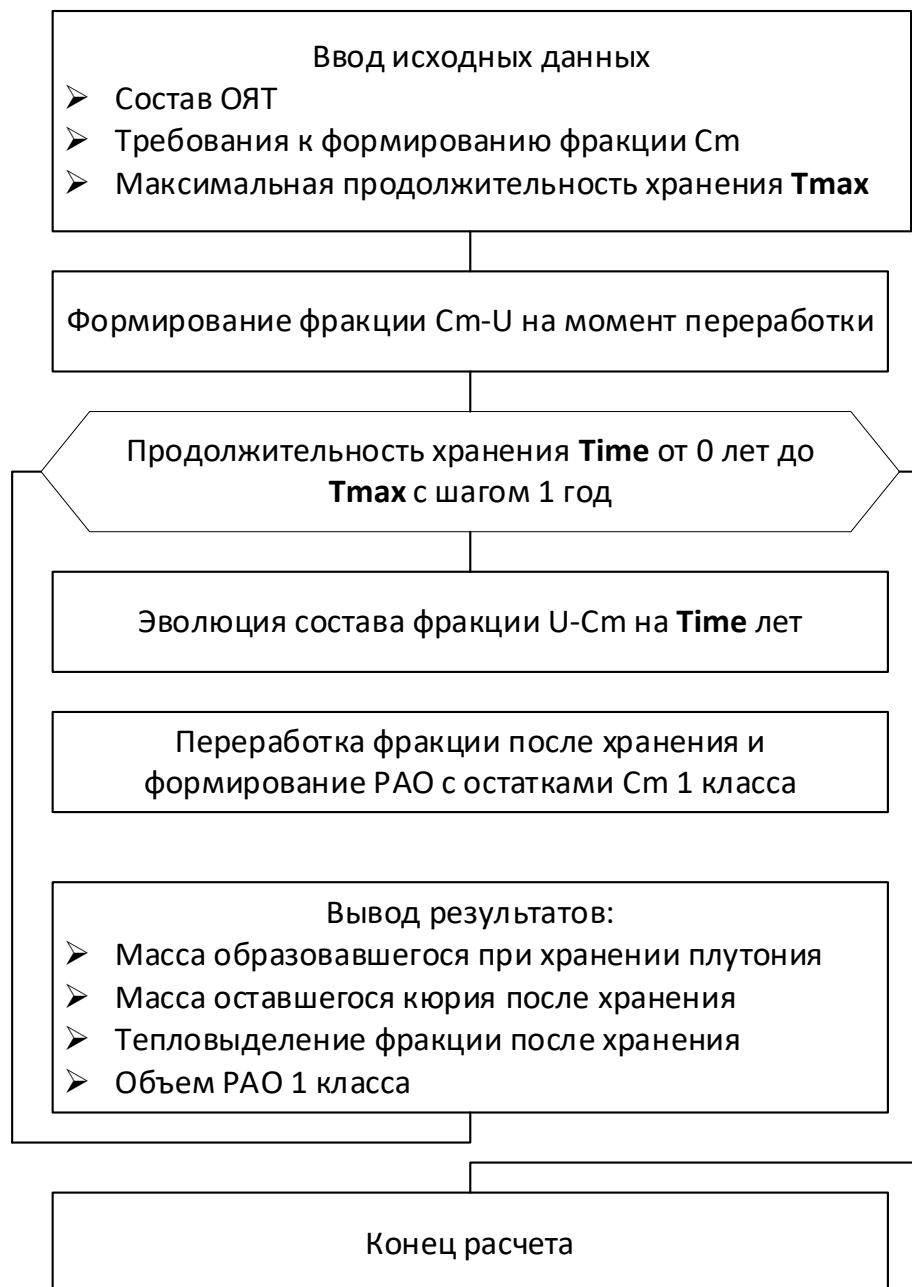


Рисунок 6.4 – Блок-схема расчета подпрограммы «Долговременное хранение фракции Cm»

6.3.2 Результаты расчетов

В качестве исходных данных взят состав ОЯТ, принятый к переработке на МП ПЭК, от быстрых реакторов нового поколения БР-1200 или БН-1200 аналогичный рассматриваемому в работе [128]. Производительность МП ПЭК в течение года принята равной 30 тонн ОЯТ/год, продолжительность работы МП ПЭК – 60 лет. При формировании фракции было принято, что 100% Cm переходит во фракцию, химический состав фракции – UO_2 и CmO_2 . Ориентировочное время хранения фракции кюрия до какого-либо дальнейшего использования составляет 70 лет.

На рисунке 6.5 приведено изменение накопления плутония и снижение кюрия во фракции Cm (на 1 тонну ОЯТ).

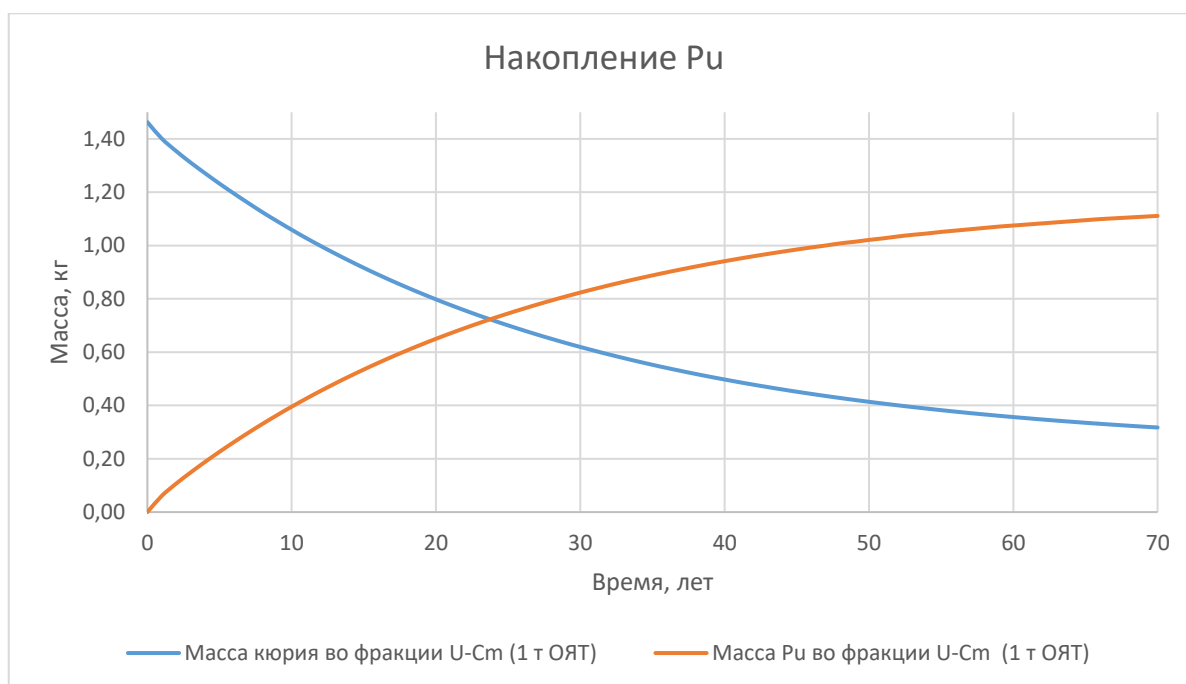


Рисунок 6.5 – Накопление Pu во фракции Cm

На рисунке 6.6 приведено изменение тепловыделения фракции U-Cm во времени с учетом ограничения тепловыделения для контролируемого хранения, равном 25 Вт/л. Объем фракции рассчитан с учетом насыпной плотности, принятой равной 2,5 кг/л. Из рисунка следует, что тепловыделение снизится до приемлемого для захоронения через 70 лет хранения.

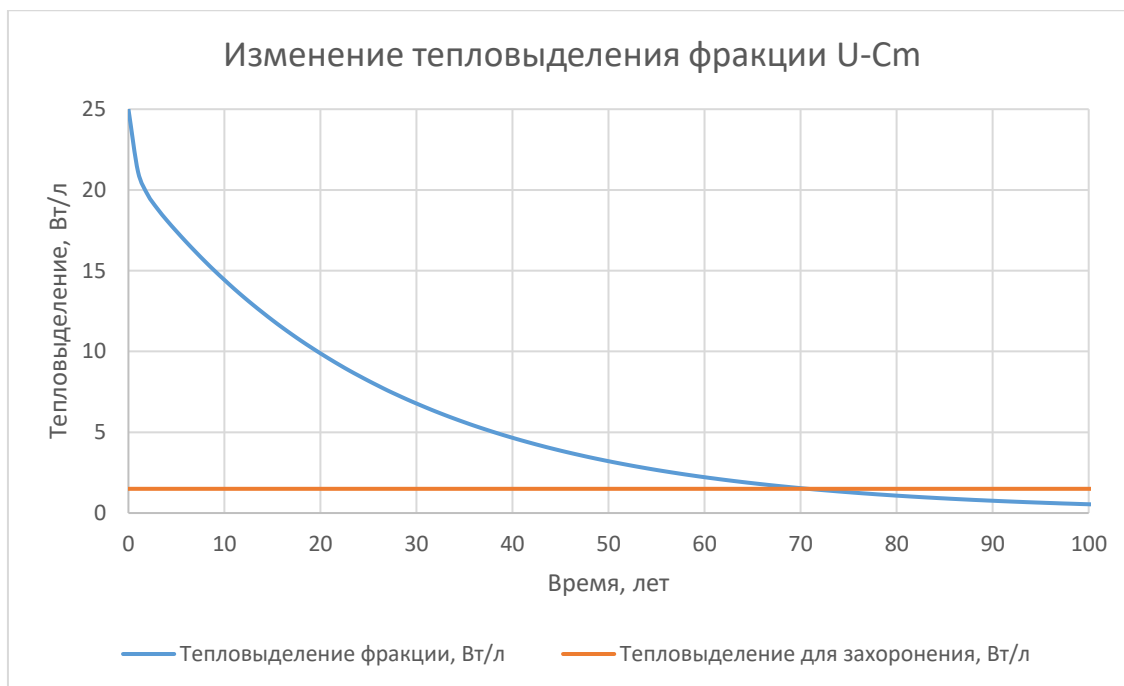


Рисунок 6.6 – Изменение тепловыделения во времени

На рисунке 6.7 изображено накопление кюрия за все время работы МП ПЭК, которое составляет 60 лет (с учетом распада части кюрия каждый год). Из рисунка следует, что это является не линейной зависимостью.

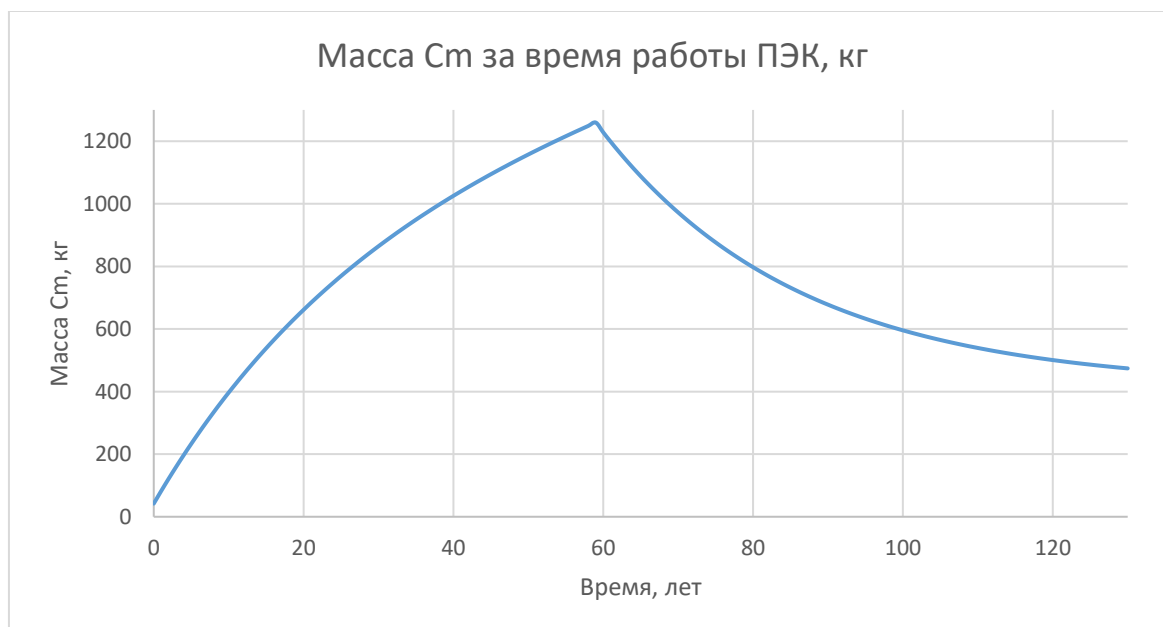


Рисунок 6.7 – Накопление кюрия за время работы МП ПЭК

Для всего времени работы МП ПЭК была проведена оценка накопления фракции кюрия с учетом различных вариантов формирования фракции кюрия:

– если каждый год при переработке ОЯТ будет образовываться новая партия фракции U-Cm,

– если через 10/20/30/40/50 лет фракцию U-Cm, образовавшуюся ранее, переработать с целью извлечения Pu, а уран и оставшуюся часть кюрия повторно использовать при приготовлении матрицы.

На рисунке 6.8 изображено накопление фракции U-Cm за время работы МП ПЭК с учетом переработки фракции и повторным использованием урана из фракции Cm в качестве матрицы.

Из графиков видно, что повторное использование урана из ранее сформированной матрицы U-Cm после извлечения плутония приводит к снижению общего количества фракции. Срок хранения до повторной переработки влияет на количество кюрия и на тепловыделение заново формируемой фракции.

Необходимо отметить, что однозначный вывод о наиболее выгодной стратегии обращения с фракцией кюрия только по количеству образующейся фракции делать некорректно, поскольку необходимо учитывать иные, не рассматриваемые в данных расчетах, критерии, такие как стоимость повторной переработки, а также техническая возможность такой переработки.

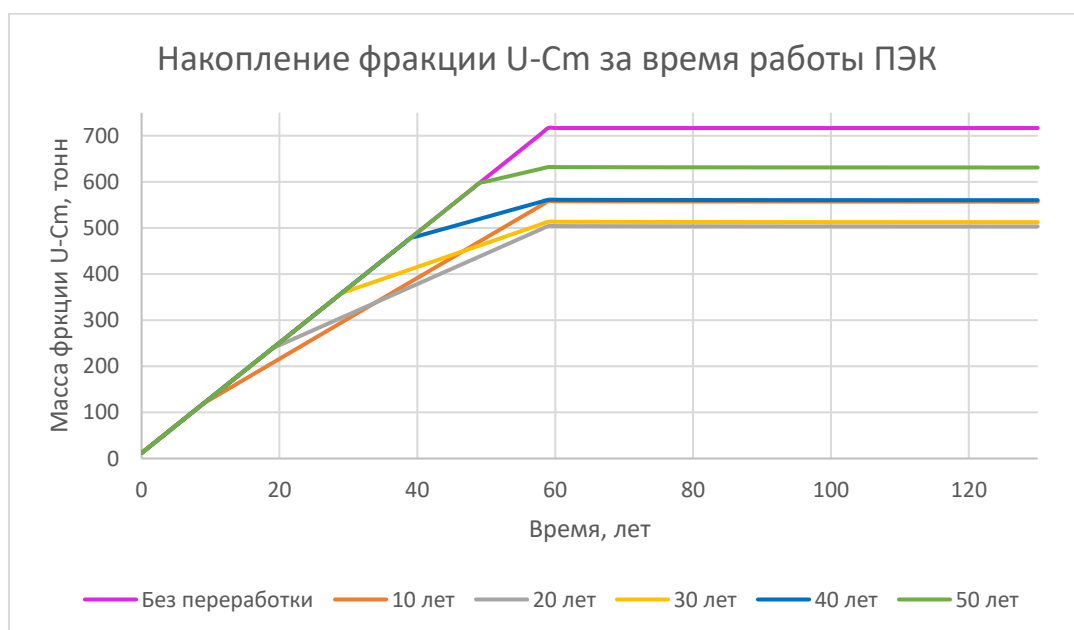


Рисунок 6.8 – Накопление фракции U-Cm за время работы МП ОДЭК

Кроме предложенных вариантов хранения необходимо также рассмотреть контролируемое хранение фракции кюрия в ампулах для хранения. При этом порция помещаемой фракции U-Cm в ампулу составит 2 кг. После заполнения, ампулы в количестве 12 штук помещают в чехол. Чехол далее помещают в контейнер. Характеристики оборудования для хранения фракции представлены в таблице 6.2.

Таблица 6.2 – Характеристики оборудования для хранения фракции U-Cm

Технические характеристики ампулы для хранения фракции U-Cm	
Диаметр ампулы (внутр), мм	80
Высота ампулы, мм	275
Объем ампулы, л	1,38
Вместимость, кг	не более 2,0
Насыпная плотность, г/см ³	не менее 2,0
Технические характеристики чехла	
Диаметр чехла, мм	320
Высота чехла, мм	900
Объем чехла, л	72,35
Рабочая вместимость, шт	12 ампул

На рисунках 6.9 и 6.10 представлены результаты расчетов количества ампул и контейнеров для хранения соответственно для вариантов расчета:

- формирование ампул каждый год без дополнительных операций (линии «Ампулы (без переработки)» и «Контейнеры (без переработки)»),
- через 10/20/30/40/50 лет ампулы вскрываются и переформируются с досыпанием свежей порции кюрия с учетом ограничения на тепловыделение ампулы 25 Вт/л.

Исходя из обоих рисунков, можно сделать вывод, что наиболее выгодным вариантом является перетаривание через 20 лет. При этом необходимо подтверждение практической реализуемости данного предложения.

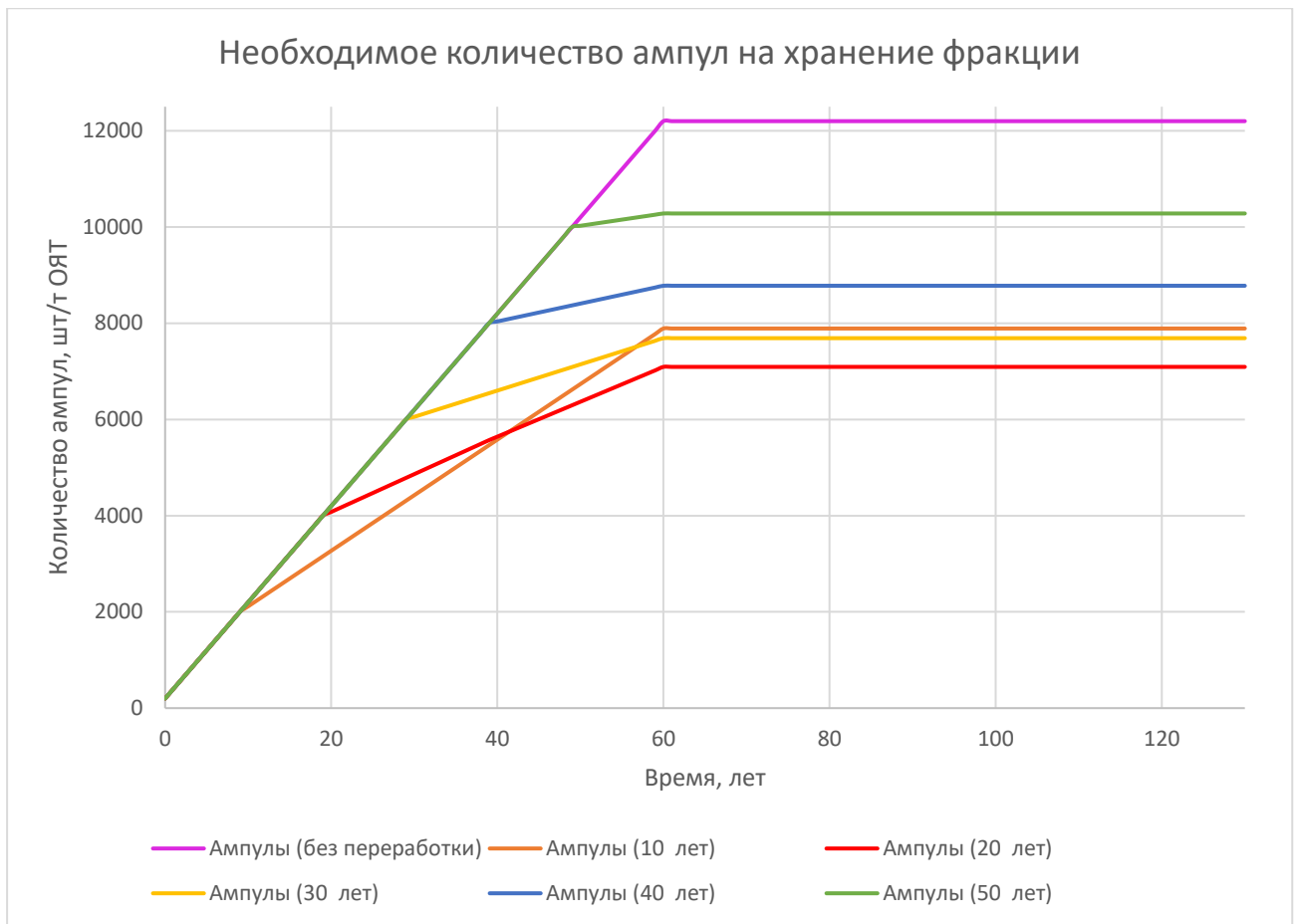


Рисунок 6.9 – Расчет количества ампул для хранения

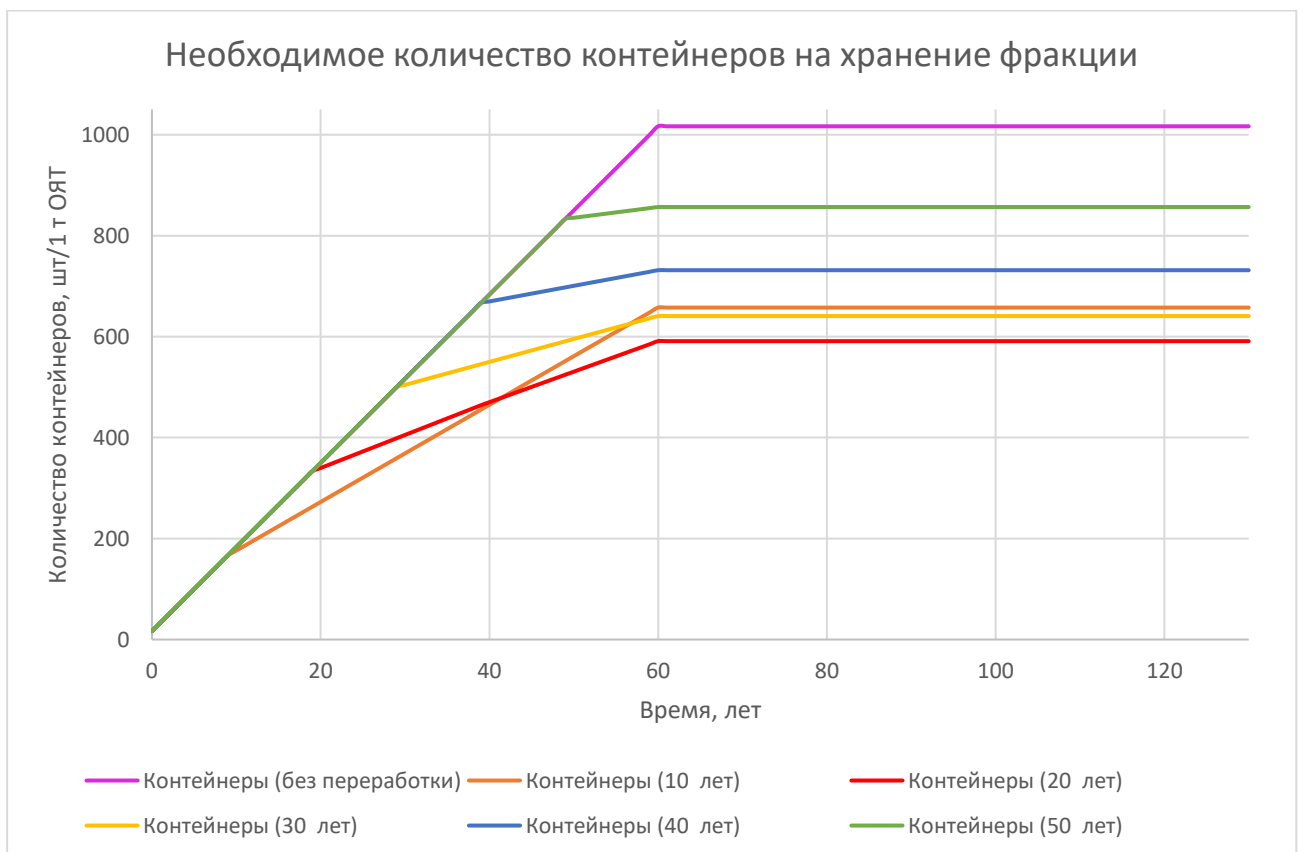


Рисунок 6.10 – Расчет количества контейнеров для хранения

Зная количество остеклованных ВАО, образуемых при переработке ОЯТ на МП ПЭК (по комбинированной технологии переработки), было оценено изменение общего объема остеклованных ВАО при переработке фракции кюрия и остекловывании остатков фракции в ВАО (1 класса). Согласно ИД на МП ПЭК от 2022 года объем остеклованных РАО составляет 0,39 м³/т ОЯТ. Изменение общего объема стекла при переработке фракции с кюрием и остекловыванием кюрия после извлечения Pu и U представлено на рисунке 6.11.

На рисунке наглядно представлено увеличение общего объема стекла при помещении остатков кюрия в РАО после хранения фракции 10/20/30/40/50 лет до повторной переработки с целью извлечения плутония. При этом чем дольше будет храниться фракция до переработки, тем меньший вклад будет от остатков кюрия на общий объем остеклованных РАО.

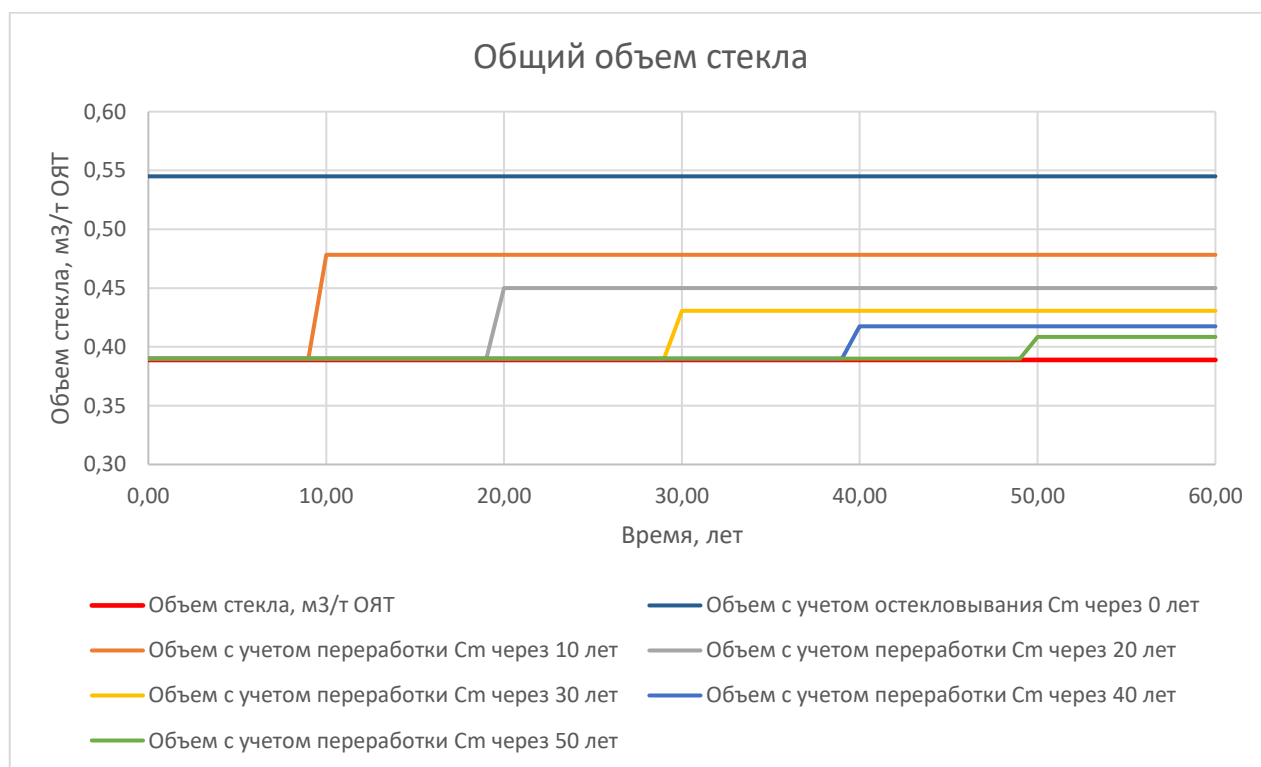


Рисунок 6.11 – Общий объем стекла от МП ПЭК

Для оценки влияния накапливающегося во фракции за время хранения плутония на суммарное тепловыделение фракции было проанализировано изменение удельного тепловыделения компонентов фракции U-Cm

(тепловыделение, полученное от массы изотопов из 1 т ОЯТ, разделенное на суммарную массу изотопов), которое представлено на рисунке 6.12.

По результатам, представленным на рисунке 6.12, можно сделать вывод о пренебрежительно малом вкладе плутония в тепловыделении фракции U-Cm.

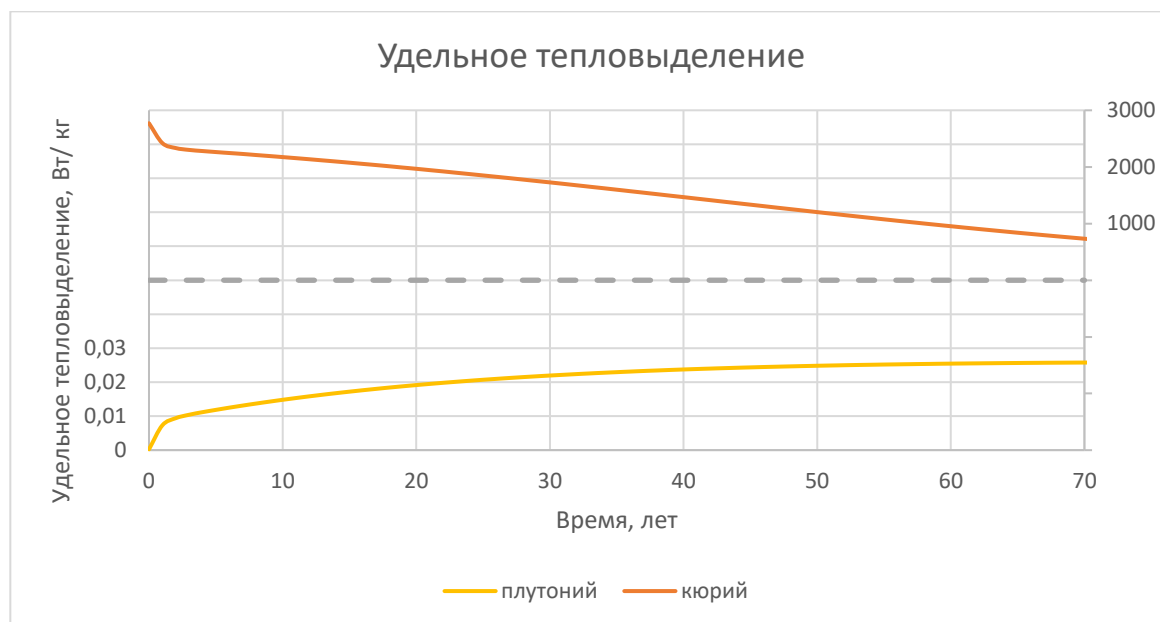


Рисунок 6.12 – Изменение тепловыделения компонентов фракции U-Cm

6.4 Анализ варианта хранения фракции Cm в ТУК

6.4.1 Программная реализация

ОТВС после завершения компании хранятся во внутриреакторном хранилище в течение 1 года, а далее извлекаются из реактора и находятся во внереакторном хранилище, прежде чем поступают на переработку. При этом ОТВС поступают из внутриреакторного хранилища и хранятся необходимое время до переработки в транспортных контейнерах (ТУК) с ограничением по тепловыделению 60 кВт/ТУК на площадке хранения [133].

Для оценки возможности длительного контролируемого хранения фракции кюрия в ТУК ОТВС в ПК ВИЗАРТ разработан программный модуль «Хранение фракции Cm в ТУК». В качестве исходных данных в модуль задаются: исходный состав ОЯТ, разведение U/Cm при формировании фракции U-Cm, максимальное

время выдержки после выгрузки. Интерфейс программного модуля представлен на рисунке 6.11.

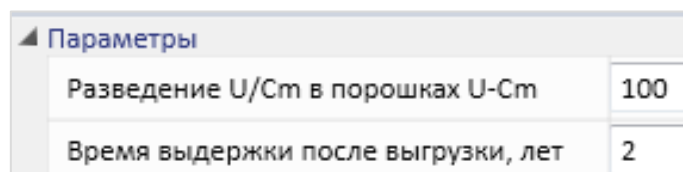


Рисунок 6.11 – Фрагмент интерфейса операции «Хранение фракции Ст в ТУК»

Блок-схема проводимых в модуле вычислений представлена на рисунке 6.12.

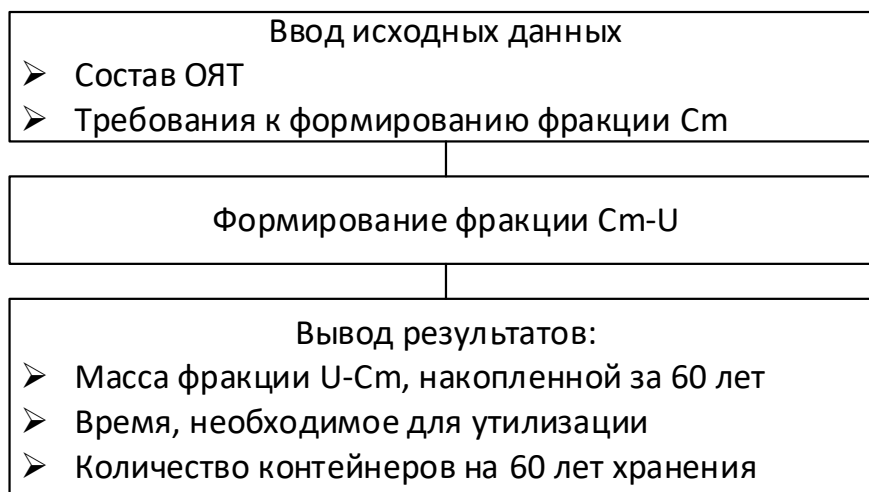


Рисунок 6.12 – Блок-схема расчета подпрограммы «Хранение фракции Ст в ТУК»

6.4.2 Результаты расчетов

В расчетах было проанализировано разное время выдержки ОТВС после выгрузки из реактора (2 и 3 года). При этом получено, что тепловыделение фракции Ст, извлеченной из одной ТВС, что составляет около 1,4 кг на 1 тонну ОЯТ, или примерное соотношение $U/St = 450/1$, после двух лет выдержки (что включает один год в ВРХ и один год, затраченный на переработку) будет равно 635 Вт, а после трех лет выдержки (два года в ВРХ и один год на переработку) – 489 Вт. Далее тепловыделение спадает гораздо медленнее.

Результаты расчетов для ОЯТ от БР-1200 с выгоранием 17% т.а. и разным временем выдержки до переработки представлены в таблице 6.3.

Таблица 6.3 – Расчетная оценка объемов хранения для одного БР-1200 (выгорание 17% т.а.) на 60 лет

Параметр	Выдержка после выгрузки 2 года		Выдержка после выгрузки 3 года	
	Разведение U/Cm	250/1 (под условия ВАО)	60/1 (под условия ТУК + 3 ТУК в год)	190/1 (под условия ВАО)
Масса U-Cm фракции за 60 лет	350 тонн	85 тонн	265 тонн	63 тонн
Время, необходимое для утилизации в БР-1200	137 лет*	33 года	103 года*	24 года
Количество контейнеров на 60 лет хранения	1400 шт**	180 ТУК	530 шт**	120 ТУК
Стоимость упаковки, млн. руб.	28 ***	90 000	11***	60 000

* без отделения U от Cm после хранения

** принято, что 100 л бидон составляет 250 кг при насыпной плотности 2,5 г/см³

*** без учета затрат на сооружение здания хранилища

Из расчетов можно сделать вывод, что использование ТУК ОТВС для хранения вместо хранилища приведет, во-первых, к сокращению фракции кюрия в 4 раза, а, во-вторых, к отказу от строительства хранилища фракции Cm. При этом затраты на изготовление дополнительных ТУК могут быть разнесены по времени. При хранении фракции Cm (смешанной с ураном в соотношении 1:60) в ТУК от ОТВС увеличение количества ТУК каждый год в течение 60 лет составит 3 ТУК в год

Использование U-Cm после хранения 70 лет без переработки при изготовлении топлива снизит затраты на переработку в целом.

Однако, данное техническое предложение (хранение кюрия в ТУК) обосновано лишь с точки зрения тепловыделения. Для определения других ограничений (в первую очередь, ограничения по нейтронному потоку) требуются дополнительные расчеты и исследования.

Выводы по Главе 6

В настоящей главе проанализированы методы обращения с фракцией кюрия в ЗЯТЦ с реактором на быстрых нейтронах.

Основные результаты, полученные в главе:

1) Разработан универсальный алгоритм расчета характеристик фракции Cm в смеси с инертным носителем и объема стекла, образующийся после переработки фракции с кюрием через время контролируемого хранения, который может быть применен при расчете технологии переработки любого типа ОЯТ;

2) Проведен анализ различных методов обращения с фракцией кюрия с целью сокращения объема контролируемого хранения для технологии МП;

3) Проведены расчеты объемов хранения фракции кюрия в зависимости от выдержки ОЯТ и метода хранения.

Таким образом в главе решена задача по проведению многовариантных расчетов по оптимизации схемных решений. Полученные результаты обеспечивают подтверждение практической значимости, так как расчетное обоснование вариантов обращения с фракцией кюрия будет использовано при проектировании МП ПЭК и МП ОДЭК.

Выводы

1) Разработана методика проведения сравнительного допроектного анализа и подготовки рекомендаций по выбору оптимального варианта реализации ЯТЦ, в том числе с проведением оценки затрат на замыкающую стадию ядерного топливного цикла.

2) Разработаны алгоритмы расчета объемов отходов с учетом РАО разных классов, алгоритмы расчета объемов, отвержденных в различные матрицы РАО и алгоритмы расчета затрат на обращение с РАО, включая долговременное хранение и захоронение РАО. В ПК ВИЗАРТ реализованы соответствующие модули.

3) При проведении расчетов стоимости различных вариантов реализации технологий фракционирования на заводе РТ-1 установлено, что менее затратным является вариант выделения короткоживущей фракции из рафината ПУРЕКС-процесса при переработке ОЯТ ВВЭР-1000 на РТ-1 с использованием краун-эфиров. Однако, снижение стоимости не превышает погрешности оценок затрат при расчете всех предложенных вариантов технологий выделения КФ. Основные затраты на реализацию технологий фракционирования складываются из:

- количества аппаратов технологической схемы и числа передач (промежуточных емкостей);
- цены на реагенты (экстрагенты);
- стоимости обращения с РАО.

4) Проведенные расчеты объемов РАО разных классов в соответствии с существующими НП для показали, что существенное влияние на конечный объем ВАО оказывает учет в матрицах содержания ультрадолгоживущих ПД, например, ^{148}Sm и ^{144}Nd , поэтому корректировка НП-019-15 крайне необходима, чтоб ликвидировать подобные коллизии.

5) На основании расчетов предложены варианты обращения с фракцией кюрия на МП ПЭК при переработке СНУП ОЯТ, позволяющие сократить

объемы временного хранилища на 40 % или вовсе отказаться от хранилища (при использовании ТУК ОТВС).

6) Полученные результаты вошли в исходные данные на проектирование МП ОДЭК и исходные данные на проведение технико-экономического обоснования МП ПЭК на АО «СХК» в рамках проектного направления «Прорыв».

7) Результаты работы использованы при выборе и обосновании технологий фракционирования на действующем предприятии РТ-1, выбрано две из четырех предложенных технологических схем, дальнейшая доработка которых включена в программу НИОКР ГК Росатом.

8) Результаты расчетов использованы для обоснования создания опытно-промышленной установки короткоживущей фракции ВАО в составе ОДЦ ФГУП «ГХК» (приказ № 1/1216-П от 25.06.2025 ГК «Росатом»).

9) С 2023 года ПК ВИЗАРТ рекомендован в качестве расчетного средства для проведения ТЭО и сравнения вариантов технологических схем при разработках концепций или проектировании новых мощностей по переработке ОЯТ и обращению с РАО (перечень поручений Первого заместителя Генерального директора Госкорпорации «Росатом» № 1-8/14-ПП от 16.02.2023).

Список сокращений и условных обозначений

В настоящей диссертационной работе использованы следующие сокращения и условные обозначения:

БН	- быстрый реактор с натриевым теплоносителем
БР	- быстрый реактор
БРЕСТ-ОД-300	- реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем опытно-демонстрационный мощностью 300 МВт
БСС	- боросиликатное стекло
ВАК	- высшая аттестационная комиссия
ВАО	- высокоактивные отходы
ВВЭР	- водо-водяной энергетический реактор
ВИЗАРТ	- виртуальный завод радиохимических технологий
ВРХ	- внутрикамерное реакторное хранилище
ГОСТ	- государственный стандарт
ГУП МосНПО «Радон»	- государственное унитарное предприятие Москвы, объединенный эколого-технологический и научно-исследовательский центр по обезвреживанию радиоактивных отходов и охране окружающей среды
ДМ	- делящиеся материалы
ЖРО	- жидкие радиоактивные отходы
ЗЯТЦ	- замкнутый ядерный топливный цикл
ИД	- исходные данные
КФ	- короткоживущая фракция
МА	- минорные актиниды
МАГАТЭ	- международное агентство по атомной энергии
МКФ	- магний-калий-фосфатная матрица
МП	- модуль переработки
НАО	- низкоактивные отходы
НП	- нормы и правила

ОДЭК	-опытно-демонстрационный энергетический комплекс
ОТВС	-отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ	- отработавшее ядерное топливо
ПД	- проектная документация
ПК	- программный комплекс
ПО	- программное обеспечение
«ПО «Маяк»»	- производственное объединение «Маяк»
ПУРЕКС	- регенерация урана и плутония посредством экстракции
ПЭГ	- полиэтиленгликоль
ПЭК	- промышленный энергокомплекс
РАО	- радиоактивные отходы
РБМ	- радиоактивные благородные металлы
РБМК	- реактор большой мощности канальный
РБН	- реактор на быстрых нейтронах
РЗЭ	- редкоземельные элементы
РУ	- реакторная установка
САО	- среднеактивные отходы
СНУП	- смешанное нитридное уран-плутониевое топливо
ТБФ	- трибутилфосфат
ТВС	- тепловыделяющие сборки
ТВЭЛ	- тепловыделяющий элемент
ТПЭ	- трансплутониевые элементы
ТРО	- твердые радиоактивные отходы
ТУК	- транспортный упаковочный комплект
ТУЭ	- трансурановые элементы
Ф-3	- метанитробензотрифторид
ФГУП	- федеральное государственное унитарное предприятие
ХДК	- хлорированный дикарболлид кобальта
ЩЗМ	- щелочноземельные металлы
ЩМ	- щелочные металлы

ЭВМ	- электронная вычислительная машина
ЯДМ	- ядерный делящийся материал
ЯТЦ	- ядерный топливный цикл
ЯЭС	- ядерная энергетическая система
СЕСЕ	- комбинация химического изотопного обмена между жидкой водой и водородом в колонне и электролиза
PUREX	- регенерация урана и плутония посредством экстракции
PWR	- водо-водяной реактор с водой под давлением

Список использованной литературы

- 1 Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами в атомной энергетике: Учебное пособие / Н.Н. Давиденко, К.В. Куценко, Г.В. Тихомиров, А.А. Лаврухин. – М.: МИФИ, 2007. – 136 с.
- 2 Дмитриев, С.А. Обращение с радиоактивными отходами: учебное пособие / С.А. Дмитриев, С.В. Стефановский – РХТУ им. Д.И. Менделеева. М., 2000. – 125 с.
- 3 Классификация радиоактивных отходов. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1419r_web.pdf (Дата обращения 20.05.2021) – Текст: электронный.
- 4 Международное агентство по атомной энергии. Стандартизация категорий радиоактивных отходов. Серия технических докладов № 101, МАГАТЭ, Вена, 1970. – Текст: непосредственный.
- 5 Международное агентство по атомной энергии. Подземное захоронение радиоактивных отходов: основное руководство. Серия изданий по безопасности № 54, МАГАТЭ, Вена, 1981. – Текст: непосредственный.
- 6 Международное агентство по атомной энергии. Классификация радиоактивных отходов. Серия изданий по безопасности № 111-G-1.1, МАГАТЭ, Вена, 1994. – Текст: непосредственный.
- 7 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» (НП-093-14); утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15.12.2014 № 572: ввод в действие с 12.04.15.
- 8 Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. N 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».
- 9 Технологические и организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами. URL: <https://www->

pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TCS-27_R_web.pdf. (дата обращения 20.05.2021). – Текст: электронный.

10 Приказ об утверждении Единых отраслевых методических указаний по установлению классов радиоактивных отходов для захоронения №1/148-П от 31.01.2024 «Классификация РАО 2024».

11 Способы фиксации радиоактивных отходов: экспериментальные исследования / А.М. Ковальский, А.Р. Котельников, В.И. Тихомирова [и др.] / URL: <https://meetings.chelscience.ru/minerals/wp-content/uploads/sites/4/2020/08/2495.pdf> (дата обращения: 14.12.2020). – Текст: электронный.

12 Дмитриев С.А. Технологические основы системы управления радиоактивными отходами / С.А. Дмитриев, А.С. Баринов, О.Г. Батюхнова [и др.] . – Текст: непосредственный.– М.: ГУП Мос НПО Радон, 2007. 376 с.

13 Отходы радиоактивные цементированные. Общие технические требования. ГОСТ Р 51883—2002. М: Изд-во стандартов, 2002.

14 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15): утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25.06.2015 г. № 242: ввод в действие с 10.08.2015 г.

15 Изменения в НП-019-15 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности». Изменения утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 13.09.2021г. № 299.

16 Шмитько Е.И. Химия цемента и вяжущих веществ. Учебное пособие / Е.И. Шмитько, А.В. Крылова, В.В. Шаталова; Воронежский государственный архитектурно-строительный университет. – Воронеж, 2005. – 164 с.

17 Aspects physico-chimiques du comportement des betons sous irradiation / P. Bouniol, P. Thouvenot // Journal de Chimie Physique – 1997. – V. 94. – P. 410-417.

18 Влияние радиационных нагрузок, характерных для высокоактивных отходов, на свойства цементной матрицы. / Варлаков А.П., Капустин В.В., Варлакова Г.А. [и др.]. // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 1(2). – С. 89-96.

19 Поведение цементной матрицы под воздействием радиационных

нагрузок. / А.П. Варлаков, А.А. Жеребцов, В.Г. Петров [и др.]. // Вопросы радиационной безопасности. – 2018. – № 3. – С. 13-20.

20 Characteristics of cement compounds after irradiation up to doses typical for high level radioactive waste. / A. Varlakov, A. Zherebtsov, V. Kapustin et .al. // 3rd Intern. Symp. on Cement-Based Materials for Nuclear Waste NUWCEM 2018. Avignon, France, 24–26 Oct. 2018, p. 103.

21 Химическая стойкость и структурные характеристики цементных компаундов с имитаторами радиоактивных отходов после воздействия ионизирующего излучения / А.А. Жеребцов, В.В. Капустин, Г.А. Варлакова [и др.] // Атомная энергия. – 2019. – Т. 127, № 6. – С. 328-331.

22 Технологические и организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TCS-27_R_web.pdf (дата обращения: 14.12.2022). – Текст: электронный.

23 Соболев И.А. Стекла для радиоактивных отходов / И.А. Соболев, М.И. Ожован, Т.Д. Щербатова [и др.] – М.: Энергоатомиздат, 1999. – 240 с.

24 Дубков, А.С. Рождение и становление отечественной технологии остекловывания высокоактивных отходов в печах прямого электрического нагрева / А.С. Дубков, М.Б. Ремизов. – Озерск: РИЦ ВРБ ФГУП «ПО «Маяк», 2015. – 130 с.

25 Фосфатные стекла с радиоактивными отходами / А.А. Вашман, А.В. Демин, Н.В. Крылова [и др.]. – Москва: ЦНИИАтоминформ, 1997. – 172 с.

26 Радиационные характеристики боросиликатного стекла, содержащего высокоактивные отходы / А.С. Алой, А.И. Блохин, П.А. Блохин, Н.В. Ковалев. // Радиоактивные отходы. – 2020. – № 3 (12). С. 93-100.

27 Schulling R.D. / Engineering aspects of environmental geochemistry. // Journal of Geochemical Exploration.– 1991. – V.41. – P. 59-64.

28 Минеральные матричные материалы для иммобилизации радионуклидов. / Котельников А.Р, Суворова В.А., Тихомирова В.И. [и др.] // Экспериментальная минералогия: некоторые итоги на рубеже столетий. – 2004. – Т.2. – С. 209-240.

29 Винокуров С.Е. Магний-калий-фосфатная матрица для отверждения

радиоактивных отходов: от научных исследований до практического использования / С.Е. Винокуров // Успехи в химии и химической технологии. – 2019. – Т. 33 №1 (211). – С. 22-24.

30 Магнийкалийфосфатный компаунд для иммобилизации радиоактивных отходов: фазовый состав, структура, физико-химическая и гидролитическая устойчивость / С.Е. Винокуров, С.А. Куликова, В.В. Крупская, Б.Ф. Мясоедов // Радиохимия. – 2018. – Т. 60, № 1. – С. 66-73.

31 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Impact of High Burnup Uranium Oxide and Mixed Uranium-Plutonium Oxide Water Reactor Fuel on Spent Fuel Management, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-3.8, IAEA, Vienna, 2011.

32 Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами в атомной энергетике: учебное пособие / Н.Н. Давиденко, К.В. Куценко, Г.В. Тихомиров, А.А. Лаврухин. – Московский инженерно-физ. ин-т (гос. ун-т). – Москва: МИФИ, 2007. – 135 с. – URL: https://elib.biblioatom.ru/text/davidenko_obraschenie-s-yadernym-toplivom_2007/p88/ (дата обращения 01.10.2022). – Текст: электронный.

33 Оптимизация затрат на замыкающую стадию ЯТЦ / И.Р. Макеева, Л.Р. Файрушина, В.А. Кащеев [и др.]. // Сборник аннотаций докладов отраслевой конференции «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах». – Сочи, 1–2 октября 2020 г. – С. 58.

34 Исследование радиационной устойчивости боросиликатного стекла к бета- и гамма-облучению с помощью ускоренных протонов / А.С. Алой, Н.В. Ковалев, А.М. Прокошин [и др.]. // Радиоактивные отходы. – 2021. – № 1 (14). С. 8-18.

35 Алгоритм расчета объема остеклованных РАО / А.А. Рыкунова, О.В. Шмидт, В.А. Кащеев [и др.]. // Радиоактивные отходы. – 2024. – № 2 (27). – С. 18-25.

36 Андриюшин И.А. Обзор проблем обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом / И.А. Андриюшин, Ю.А. Юдин. – Текст: электронный // URL: https://atompool.ru/images/data/gallery/1_7365_spentfuel.pdf. (дата обращения: 15.02.2022).

37 Myasoedof B.F. Nuclear power industry and the environment / B.F. Myasoedof, S.N. Kalmykov // *Mendeleev Communications* – 2015 – Vol. 25 (5), – P. 319-328.

38 Жидкосолевой подкритический реактор-сжигатель трансплутониевых актиноидов / А.М. Дегтярев, О.Е. Коляскин, А.А. Мясников [и др.]. // *Атомная энергия*. – 2013. – Т. 114. – № 4. – С. 183-188.

39 Аляпышев, М. Ю. Выделение минорных актинидов из высокоактивных отходов - современные тенденции / М.Ю. Аляпышев, В.А. Бабаин, Ю.А. Устынюк // *Успехи химии*. – 2016. – Т. 85, № 9. – С. 943-961.

40 The TRUEX Process - A Process for the Extraction of the Transuranic Elements from Nitric Acid in Wastes Utilizing Modified PUREX Solvents. / E.P. Horwitz, D.C. Kalina, H. Diamond et. al. // *Solvent Extraction and Ion Exchange*. – 1985. – Vol. 3. – P. 75-109.

41 Simplified Chinese TRPO process to extract and recover transuranium elements from high level liquid waste / X. Liu, J. Liang, J. Xu, // *Solvent Extraction and Ion Exchange*. – 2004. – Vol. 22(2). – P. 163-173.

42 Trivalent F-element intra-group separation by solvent extraction with CMPO-Complexant System / Y. Koma, M. Watanabe, S. Nemoto, Y. Tanaka. // *Journal of Nuclear Science and Technology* – 1998. – Vol. 35(2). – P 130-136.

43 Partitioning of minor actinides from HLLW using the DIAMEX process. Part 1 - Demonstration of extraction performances and hydraulic behaviour of the solvent in a continuous process. / O. Courson, M. Lebrun, R. Malmbeck, et.al. // *Radiochimica Acta*, – V. 88, # 12, – 2000, – P. 857-864.

44 Development of ARTIST Process, Extraction and Separation of Actinides and Fission Products by TODGA / Sasaki Y., Sugo Y., Suzuki H., et al. // *Proc. of Int.Conf. Atalanta 2004, Nimes, (France), June 21-24, 2004*, – P. 1-53.

45 E.D. Collins, D.E. Benker, P.D. Bailey, et al. / *Proc. Int. Conf. Global 2005, Tsukuba, Japan, Oct 9-13, 2005*, paper #186.

46 Nilsson M. A review of the development and operational characteristics of the TALSPEAK process / M. Nilsson, K.L. Nash // *Solv. Extr. Ion Exch.*, 2007, 25(6), p. 665–701.

47 Partitioning and Trans-mutation Program OMEGA / T. Mukaiyama,

M. Kubota, T. Takizuka, et.al. // Proc. GLOBAL'95 – Versailles –September 11-14 110(1995).

48 Reducing the long-term hazard of reactor waste through actinide removal and destruction in nuclear reactors / Liljenzin, J.O., Rydberg, J., Skarnemark, G. // Sep. Sci. Technol. 15, 799–824 (1980)

49 High Level Waste Treatment Using Zirconium Salt of HDBP with Regard to Localization of Precipitate – Forming Elements / B.Ya. Zilberman, Yu.S. Fedorov, O.V. Shmidt et al. // Journal of Nuclear Science and Technology – 2007 – v. 44, No 3 – P.423-430.

50 C. Hill, L. Berthon, C. Madic. / Proc. Int. Conf. Global 2005, Tsukuba, Japan, Oct 9-13, 2005, paper #283.

51 The TRUSPEAK concept: combining CMPO and HDEHP for separating trivalent lanthanides from the transuranic elements / G.J. Lumetta, A.V. Gelis, J.C. Bradley, et al. // Solv. Extr. Ion Exch., 2013, 31(3), p. 223-236.

52 Kaufholz P. The selective separation of Am(III) from highly radioactive PUREX raffinate / P. Kaufholz // Energy and Environment, 2017. V.402.– P.173.

53 Actinide(III)/Lanthanide(III) Separation Via Selective Aqueous Complexation of Actinides(III) Using a Hydrophilic 2,6-Bis(1,2,4-Triazin-3-yl)-Pyridine in Nitric Acid. / A. Geist, U. Mullich, D. Magnusson, et al. // Solv. Extr. Ion Exch., 2012, 30(4), 433-444.

54 Direct selective extraction of actinides (III) from PUREX raffinate using a mixture of CyMe4BTBP and TODGA as 1-cycle SANEX solvent / A. Wilden, C. Schreinemachers, M. Sypula, G. Modolo // Solv. Extr. Ion Exch., 2011, 29(2), p. 190-212.

55 A review of the demonstration of innovative solvent extraction processes for the recovery of trivalent minor actinides from PUREX raffinate / G. Modolo, A. Wilden, A. Geist, et al. // Radiochim. Acta, 2012, 100(8-9), p. 715-725.

56 The actinide-lanthanide separation concept / G.J. Lumetta. A.V. Gelis, J.C. Carter, et al. // Solv. Extr. Ion Exch., 2014, 32(3), p. 333-347.

57 New Insight into the Americium/Curium Separation by Solvent Extraction using Diglycolamides / S. Chapron, C. Marie, G. Arrchart, et al. // Solv. Extr. Ion Exch., 2015, 33(3), p. 236-248.

58 E.P. Horwitz, M.L. Dietz, M.P. Jensen. / Proc. Int. Conf. ISEC'96, Melbourne, Australia, March 17-21, 1996, p. 1285-1290.

59 DOE Innovative Technology Summary Report, DOE/EM-0419, 1998, 18 p.

60 Rais, J. Extraction with Metal Bis(dicarbollide) Anions / J.Rais, B. Gruner // Solvent Extraction and Ion Exchange, Vol. 17. – 2004 – pp.243-334.

61 ЮНЕКС-процесс. Современное состояние и перспективы. / В.Н. Романовский, И.В. Смирнов, В.А. Бабаин и др. // Вопросы радиационной безопасности. – 2006. – № 2 (42) – С. 3-9.

62 Выделение и разделение радионуклидов методом вытеснительной комплексообразовательной хроматографии / О.В. Харитонов, Л.А. Фирсова, Е.А. Козлитин и др. // Сорбционные и хроматографические процессы. – 2016. – Т. 16. № 3. –С.291-305.

63 Разделение америция и кюрия методом вытеснительной комплексообразовательной хроматографии на сульфокатионитах / О.В. Харитонов, В.В. Милютин, Л.А. Фирсова [и др.] // Вопросы радиационной безопасности. – 2016. – № 3(83). – С. 52-60.

64 Харитонов, О.В. Особенности выделения ТПЭ и РЗЭ методом вытеснительной комплексообразовательной хроматографии из высокоактивных растворов, образующихся после переработки ОЯТ / О.В. Харитонов, Л.А. Фирсова // Радиохимия. – 2022. – Т. 64, № 6. – С. 554-560.

65 Стратегия фракционирования ВАО от переработки ОЯТ / В.А. Кашеев, М.В. Логунов, А.Ю. Шадрин [и др.]. // Радиоактивные отходы. – 2022. – № 2 (19). – С. 6-16.

66 Dozol J.-F.. Extraction of Strontium and Cesium by Dicarbollides, Crown Ethers and Functionalized Calixarenes / J.-F. Dozol, M. Dozol, R.M. Macias. // J. Inclus. Phenom. Macrocycl. Chem., 2000, 38(1-4), p. 1-22.

67 The universal solvent extraction (unex) process. ii. flowsheet development and demonstration of the UNEX process for the separation of cesium, strontium, and actinides from actual acidic radioactive waste / J.D. Law, R.S. Herbst, T.A. Todd, et al. / Solv. Extr. Ion Exch., 2001, 19(1),p. 23-36.

68 Нестеров С.В. Краун-эффиры в радиохимии. Достижения и

перспективы. / С.В. Нестеров. // Успехи химии. – 2000. – № 69(9). С. 840-855.

69 A recovery process of strontium from acidic nuclear waste streams / M. Draye, G. Le Buzit, J. Foos, et al. / Sep. Sci. Technol, 1997, 32(10), p. 1725-1737.

70 The extraction of Cesium and strontium from acidic high activity nuclear waste using a PUREX process compatible organic extractant / R.G. Shuler, C.B. Bowers, JR, J.E. Smith, JR, et al. / Solv. Extr. Ion Exch., 1985, 3(5), p. 567-604.

71 Extraction of Radionuclides by Crown Ether-Containing extractants / J.V. Glagolenko, M.V. Logunov, I.V. Mamakin et al. // Pat WO2006036083 (06 Apr. 2006).

72 E. Makrlik, P. Vaňura. Applications of the dicarbollylcobaltate (III) anion in the water/nitrobenzene extraction system // Talanta. – 1985. – 32(5). – p. 423-429;

73 Rapid method for the separation of ^{90}Sr for its determination in a mixture with long-lived fission products / P. Selucký, P. Vaňura, J. Rais, M. Kyrš. // Radiochem. Radioanal. Lett. – 1979. – V.38. – P. 297.

74 Разработка и опытнопромышленные испытания комплексной экстракционно-осадительной технологии фракционирования жидких высокоактивных отходов на ФГУП «ПО «Маяк» / М.В. Логунов, Е.Г. Дзекун, А.С. Скобцов, и др. // Вопросы радиационной безопасности, 2008, 4, p. 3-15.

75 Логунов, М.В. Разработка и опытно-промышленные испытания комплексной экстракционно-сорбционной технологии фракционирования жидких высокоактивных отходов с получением препарата ^{137}Cs на ФГУП «ПО «Маяк» / М.В. Логунов., К.В. Бугров, И.Б. Иванов, Н.Г. Яковлев // Вопросы радиационной безопасности. – 2016. – № 2. – С. 15-27.

76 Пути локализации технеция и нептуния при экстракционной переработке ОЯТ АЭС / Н.Д. Голецкий, Б.Я. Зильберман, Ю.С. Федоров и др. // Радиохимия. 2014. Т. 56. № 5. С. 427-438.

77 Бугров, К.В. Разработка и опытно-промышленная проверка новых схем аффинажа плутония на заводе РТ-1/ Бугров К.В., Коротаев В.Г., Корченкин К.К. и др. // Химическая технология. - 2018.- Т. 19. - №10. -С. 454.

78 Комплектация отработавшего ядерного топлива АМБ для переработки в ПО «Маяк» / А.С. Кудинов, Н.Д. Голецкий, Б.Я. Зильберман и др. // Атомная энергия. 2013. Т. 114. № 5. С. 276.

79 The development of the liquid chromatography process for the spent nuclear fuel reprocessing technology / Podrezova L.N., Volk V.I., Dvoeglazov K.N. et al. // *Radiation & Applications*. 2017. V. 2. № 3. P. 164.

80 Reduction of Pu(IV) by carbohydrazide in aqueous solutions and in two-phase systems with tributyl phosphate / V.N. Alekseenko, K.N. Dvoeglasov, V.I. Marchenko et al. // *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 2015. V. 304. P. 201.

81 Comprehensive Studies on Third Phase Formation: Application to U(VI)/Th(IV) Mixtures Extracted by TBP in N-dodecane / Durain J., Bourgeois D., Bertrand M. et al. // *Solvent Extr. Ion Exch.* 2019. V. 37. № 5. P. 328.

82 Structure and solubility of tetrapropylammonium pertechnetate and perrhenate / K.E. German, M.S. Grigoriev, Den Auwer C. et al. // *Russ. J. Inorg. Chem.* – 2013. – V. 58. № 6. – P. 691.

83 Логунов М.В. Разработка технологий фракционирования ВАО в экстракционных системах на основе фосфинооксида разнорадикального втяжелых разбавителях на ПО «Маяк» / М.В. Логунов, Ю.А. Ворошилов, В.А. Бабаин // *Радиохимия*. – 2022. Т. 64. № 5. с. 438-458.

84 Lieser K.H. Extraction of TcVII by tri-n-butyl phosphate / K.H. Lieser , A. Krüger, R.N. Singh // *Radiochimica Acta*. – 1981. – V. 28. № 2. – P. 97.

85 Pruet, D.J. / The solvent extraction of heptavalent technetium by tributyl phosphate / D. J. Pruet // *Separation Science Technology*. – 1981. – № 16. – P.1157.

86 Technetium chemistry in the Fuel Cycle: Combining Basic and Applied Studies / F. Poineau, E. Mausof, G. D. Jarvinen, et.al. // *Inorganic Chemistry*. – 2013. – № 52. – P.3573-3578.

87 Физико-химическое поведение урана и технеция на некоторых новых этапах ядерного топливного цикла / В.Ф. Перетрухин, Ф. Муази, А.Г. Масленников, и др // *Российский химический журнал*. – 2007. – Т. 51. – № 6. – С.12-25.

88 Pruet D.J. The photochemistry of the uranyl (VI) ion in sulfuric acid. / D.J. Pruet, D.R. McTaggart // *J. Inorg. Nucl. Chem.* 1981. V. 43. № 9. P. 2109.

89 Kolaric Z., Dressler P. Extraction and coextraction of Tc(VII), Zr(IV), Np(IV.VI), Pa(V) and Nb(V) with tributyl phosphate from nitric acid solutions // *Solvent Extr. Ion Exch.* 1989. V. 7. № 4. P. 625.

90 Адсорбция соединений радиоактивного йода на высокопористых катализаторах ячеистой структуры / Р.И. Григоренко, Е.О. Обухов, М.Г. Давидханова и др. // Успехи в химии и химической технологии. – 2018. – №8 (204).

91 Керамический высокопористый блочно-ячеистый сорбент для улавливания радиоактивного йода и его соединений из газовой фазы :пат. 2576762 Рос. Федерация №; заявл. 2014152807/03, 25.12.2014. Текст: электронный. URL: https://elibrary.ru/download/elibrary_37387424_81946389.pdf (дата обращения: 15.10.2023).

92 Аппаратурное обеспечение систем газоочистки гидromеталлургических операций переработки облученного топлива / О.А. Устинов, А.Ю. Шадрин, С.А. Якунин и др. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2018. – № 2(93). – С. 82-95.

93 РН-процесс - технология переработки смешанного уран-плутониевого топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 / А.Ю. Шадрин, К.Н. Двоеглазов, А.Г. Масленников и др. // Радиохимия. – 2016. – Т. 58, № 3. – С. 234-241.

94 CHEMCAD NXT. [Электронный ресурс]: <https://www.chemstations.com/> (дата обращения: 14.07.2021). – Текст: электронный.

95 Aspen Plus. [Электронный ресурс]: <https://www.aspentech.com/en/products/engineering/aspen-plus> (дата обращения: 14.07.2021). – Текст: электронный.

96 Aspen HYSYS. [Электронный ресурс]: <https://www.aspentech.com/en/products/engineering/aspen-hysys> (дата обращения: 14.07.2021). – Текст: электронный.

97 A Dictionary of Chemical Engineering. [Электронный ресурс]: https://books.google.co.uk/books?id=WQ5VBAAAQBAJ&q=aspen+hysys+abbreviation&redir_esc=y#v=onepage&q=aspen%20hysys%20abbreviation&f=false (дата обращения: 14.07.2021). – Текст: электронный.

98 SuperPro Designer Overview. [Электронный ресурс]: <https://www.intelligen.com/products/superpro-overview/> (дата обращения:

14.07.2021). – Текст: электронный.

99 ProSimPlus. [Электронный ресурс]: <https://www.prosim.net/en/product/prosimplus-steady-state-simulation-and-optimization-of-processes/> (дата обращения: 14.07.2021). – Текст: электронный.

100 GAMS. Best in class mathematical modeling. Performant, scalable, easy to learn. [Электронный ресурс]: <https://www.gams.com/> (дата обращения: 14.07.2021). – Текст: электронный.

101 O.W. Hermann, R.M. Westfall. ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Association Source Terms // SCALE 4.3, Vol.2, Section F7, 1995.

102 SCALE Nuclear Systems Modeling & Simulation. URL: <https://www.ornl.gov/scale> (дата обращения: 14.07.2021). – Текст: электронный.

103 The MCNP® Code. [Электронный ресурс]: <https://mcnp.lanl.gov/> (дата обращения: 14.07.2021). – Текст: электронный.

104 European Nuclear Society. [Электронный ресурс]: <https://www.euronuclear.org/events/enc/enc2016/transactions/ENC2016-transactions.pdf> (дата обращения: 14.07.2021). – Текст: электронный.

105 Блохин А.И. Возможности расчетного кода ТРАСТ для решения задач характеристики радионуклидного состава РАО и ОЯТ / А.И. Блохин, П.А. Блохин, И.В. Сипачев // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 2 (3). – С. 95–104.

106 Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла / А.Г. Калашников, А.Л. Мосеев, В.М. Декусар и др. // – Изв. вузов. Ядерная энергетика. – 2016 – № 1 – с. 91–99.

107 Декусар В.М. Характеристики топливных циклов ядерно-энергетических систем, основанных на совместной работе быстрых и тепловых реакторов / В.М. Декусар, А.Л. Мосеев, П.А. Мосеев // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2017. – Вып. 3. – С. 210–220.

108 Программные комплексы технико-экономического моделирования, анализа и оценки систем ядерной энергетики и объектов использования атомной энергии: каталог / А.А. Андрианов, О.Н. Валуев, А.В.Гурин и др. // Москва: ЧУ «НиИ». – 2021. – 112 с.

109 Андрианов А.А. Оптимизация систем ядерной энергетики в среде энергетического планирования MESSAGE / А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, Е.В. Федорова // Обнинск, ИАТЭ. – 2012. – 132 с.

110 The PAREX Code: A powerful tool to model and simulate solvent extraction operations / C. Sorel, M. Montuir, C. Balaguer, et al. // ISEC 2011 – the 19th International Solvent Extraction Conference, Oct 2011, Santiago, Chile.

111 PAREX, A Numerical Code in the Service of La Hague Plant Operations. / J. Bisson, B. Dinh, P. Huron, C. Huel // Procedia Chemistry. – 2016. – 21, P. 117-124.

112 Предварительные исследования динамических режимов в экстракционно-промывной группе блоков опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) с использованием математического моделирования / Б.Я. Зильберман, Ю.С. Федоров, Е.А. Пузиков [и др.] // Радиохимия. – 2014. – Т. 56, № 6. – С. 497-505.

113 Разработка математической модели для расчета стационарных режимов экстракционных каскадов при переработке ОЯТ АЭС с использованием ТБФ-совместимых процессов (СУПЕРПУРЕКС) / Е.А. Пузиков, Б.Я. Зильберман, Ю.С. Федоров [и др.] // Радиохимия. – 2004. – Т. 46, № 2. – С. 136-143.

114 Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2014614167 Российская Федерация. Программа «Rectif» : № 2013661270 : заявл. 05.12.2013: опубл. 17.04.2014 / Д.В. Рябков, М.Н. Макарычев-Михайлов, Б.Я. Зильберман [и др.] // заявитель Акционерное общество «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина».

115 Очистка азотной кислоты от примесей летучих кислот при ректификации в ходе упаривания отходов переработки ОЯТ АЭС / Б.Я. Зильберман, М.Н. Макарычев-Михайлов, Д.В. Рябков [и др.] // Химическая технология. – 2010. – Т. 11, № 11. – С. 688-692.

116 Шмидт О.В. Моделирование технологических переделов ЗЯТЦ, как инструмент при создании и оптимизации технологических производств / О.В. Шмидт, И.Р. Макеева, С.Н. Ливенцов // Радиохимия. – 2016. – т. 58, № 4. – С. 316-323.

117 Программный комплекс ВИЗАРТ для балансовых расчетов

материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла / О.В. Шмидт, С.Г. Третьякова, Ю.А. Евсюкова [и др.] // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122, № 2. – С. 88-92.

118 Виртуальный Завод Радиохимических технологий - моделирование технологий ЗЯТЦ в программном комплексе ВИЗАРТ / А.А. Рыкунова, И.Р. Макеева, В.Ю. Пугачев [и др.] // V Международная конференция-школа по химической технологии : сборник тезисов докладов сателлитной конференции XX Менделеевского съезда по общей и прикладной химии, Волгоград, 16–20 мая 2016 года. Том 1. – Волгоград: Волгоградский государственный технический университет, 2016. – С. 153-154.

119 Calculation and Optimization of Technology Parameters for Closing Stage of Nuclear Fuel Cycle using VIZART code / I.R.Makeyeva, A.A. Rykunova, V.G Dubosarsky, et. al. // Proceedings of GLOBAL 2017. September 24-29, 2017. – Seoul (Korea). – Paper EA-318-PD1

120 Расчетное обоснование характеристик технологических переделов замыкающей стадии ядерного топливного цикла с использованием программного комплекса ВИЗАРТ / И.Р. Макеева, В.Ю. Пугачев, О.В. Шмидт и др. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 4. – С. 5-18.

121 Методика обоснования технической реализуемости вариантов фракционирования при переработке ОЯТ. Методика АО «Прорыв». Рег. № 02.3/9 от 11.08.2025 г., 14 л.

122 Приказ № 1/420-П от 24/04/2018 об утверждении перечня уровней готовности технологий и производств. URL: <https://www.rosatom.ru/upload/iblock/b32/b327dfa0f9496649a2ba775b31e42bbf.pdf> (дата обращения: 20.03.2023). Текст: электронный.

123 Оптимизация затрат на замыкающую стадию ЯТЦ / И.Р. Макеева, Л.Р. Файрушина, А.А. Рыкунова и др. // Отраслевая конференция «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах». Сборник докладов. – Сочи, 28-29 октября 2021. – С. 294- 305.

124 [Электронный ресурс]: <http://www.innov-rosatom.ru/upload/medialibrary/401/m1w2pterwpgptydluytukemqzyym4myg/%D0%A1%D0%B1%D0%BE%D1%80%D0%BD%D0%B8%D0%BA%20%D0%B4%D0>

%BE%D0%BA%D0%BB%D0%B0%D0%B4%D0%BE%D0%B2.pdf. (дата обращения: 20.05.2022). – Текст: электронный.

125 Приказ Федеральной антимонопольной службы от 11 октября 2022 г. № 732/22 «Об установлении тарифов на захоронение радиоактивных отходов 1, 2, 3, 4, 5, 6 классов на период с 2023 по 2027 годы».

126 Cross Section Evaluation Working Group. URL: <https://www.nndc.bnl.gov/endl-b7.1/> (дата обращения: 13.05.2023). Текст: электронный.

127 Алгоритм расчета объемов среднеактивных РАО, отвержденных в цементную или МКФ матрицу / А.А. Рыкунова, В.А. Кащеев, А.Ю. Шадрин, О.В. Шмидт // Химическая технология. – 2022. – Т. 23, № 2. – С. 64-72.

128 Объем радиоактивных отходов от переработки облученного ядерного топлива ВВЭР-1000 и варианты фракционирования / В.А. Кащеев, А.Ю. Шадрин, Г. Н. Рыкованов [и др.] // Атомная энергия. – 2019. – Т. 127, № 2. – С. 82-87.

129 Модестов Д.Г. Модуль расчета изменения состава в реакциях ядерного распада (МИР). Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2018660395 от 22.08.2018.

130 Модестов Д.Г. Решение уравнений радиоактивного распада / Д.Г. Модестов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. – 2006. – № 3. – С. 54-58.

131 Техническая справка «Результаты расчетных оценок по радиационным характеристикам ТВС при использовании смеси диоксида урана и кюрия длительного хранения». ЧУ ИТЦП «ПРОРЫВ». 2023. Инв.№ 740-02.2/32 от 27.12.2023.

132 Состояние и основные направления создания парка контейнеров для кондиционирования и захоронения радиоактивных отходов / Д.И. Павлов, В.Т. Сорокин, Р.М. Гатауллин, Р.Б. Шарафутдинов // Ядерная и радиационная безопасность. – 2016. – № 3(81). – С. 18-29.

133 Двухцелевой транспортный упаковочный контейнер для технологического обращения на площадке ОДЭК и транспортирования по дорогам общего пользования ИАЗ РУ БРЕСТ-ОД-300. ООО «Энергоспецмонтаж». 2022. Пояснительная записка.