



Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего образования
«Национальный исследовательский Томский политехнический университет» (ТПУ)

Инженерная школа ядерных технологий
Направление подготовки 14.04.02 «Ядерные физика и технологии»
Отделение ядерно-топливного цикла

МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ

Тема работы
Исследование миграции радионуклидов из иммобилизационной матрицы на основе NdAlO_3

УДК 621.039.75:628.398:550.424

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ12	Герасимчук Александр Михайлович		

Руководитель ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Долматов О.Ю.	К.Т.Н.		

Консультант ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ст. препод. ОЯТЦ	Семенов А.О.	К.Т.Н.		

КОНСУЛЬТАНТЫ ПО РАЗДЕЛАМ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН	Спицына Л.Ю.	К.Э.Н.		

По разделу «Социальная ответственность»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Передерин Ю.В.	К.Т.Н.		

По разделу на английском языке

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Старший преподаватель ОИЯ ШБИП	Кабрышева О.П.			

ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:

Руководитель ООП	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Кузнецов М.С.	К.Т.Н.		

ПЛАНИРУЕМЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ОСВОЕНИЯ ООП

Код компетенции	Наименование компетенции
Универсальные компетенции	
УК(У)-1	Способен осуществлять критический анализ проблемных ситуаций на основе системного подхода, вырабатывать стратегию действий
УК(У)-2	Способен управлять проектом на всех этапах его жизненного цикла
УК(У)-3	Способен организовывать и руководить работой команды, вырабатывая командную стратегию для достижения поставленной цели
УК(У)-4	Способен применять современные коммуникативные технологии, в том числе на иностранном (-ых) языке (-ах), для академического и профессионального взаимодействия
УК(У)-5	Способен анализировать и учитывать разнообразие культур в процессе межкультурного взаимодействия
УК(У)-6	Способен определять и реализовывать приоритеты собственной деятельности и способы ее совершенствования на основе самооценки
Общепрофессиональные компетенции	
ОПК(У)-1	Способен формулировать цели и задачи исследования, выбирать критерии оценки, выявлять приоритеты решения задач
ОПК(У)-2	Способен применять современные методы исследования, оценивать и представлять результаты выполненной работы
ОПК(У)-3	Способен оформлять результаты научно-исследовательской деятельности в виде статей, докладов, научных отчетов и презентаций с использованием систем компьютерной верстки и пакетов офисных программ
Профессиональные компетенции	
ПК(У)-1	Способность к созданию теоретических и математических моделей в области ядерной физики и технологий
ПК(У)-2	Готовность применять методы исследования и расчета процессов, происходящих в современных физических установках и устройствах в области ядерной физики и технологий
ПК(У)-3	Готовность разрабатывать практические рекомендации по использованию результатов научных исследований
ПК(У)-4	Способность оценивать риск и определять меры безопасности для новых установок и технологий, составлять и анализировать сценарии потенциально возможных аварий, разрабатывать методы уменьшения риска их возникновения
ПК(У)-5	Способность к анализу технических и расчетно-теоретических разработок, к учету их соответствия требованиям законов в области промышленности, экологии, технической, радиационной и ядерной безопасности и другим нормативным актам
ПК(У)-6	Способность объективно оценить предлагаемое решение или проект по отношению к современному мировому уровню, подготовить экспертное заключение
ПК(У)-7	Способность формулировать технические задания, использовать информационные технологии и пакеты прикладных программ при проектировании и расчете физических установок, использовать знания методов анализа эколого-экономической эффективности при проектировании и реализации проектов
ПК(У)-8	Способность провести расчет, концептуальную и проектную проработку современных физических установок и приборов
ПК(У)-9	Готовность применять методы оптимизации, анализа вариантов, поиска решения многокритериальных задач, учета неопределенностей при проектировании
ПК(У)-10	Способность решать задачи в области развития науки, техники и технологии с учетом нормативного правового регулирования
ПК(У)-11	Готовность к преподавательской деятельности по основным образовательным программам высшего образования и дополнительного профессионального образования (ДПО)
ПК(У)-12	Способность к проектированию и экономическому обоснованию инновационного бизнеса, содержания, структуры и порядка разработки бизнес-плана



Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего образования
«Национальный исследовательский Томский политехнический университет» (ТПУ)

Инженерная школа ядерных технологий
Направление подготовки 14.04.02 «Ядерные физика и технологии»
Отделение ядерно-топливного цикла

УТВЕРЖДАЮ:
Руководитель ООП
_____ Кузнецов М.С.
(Подпись) (Дата) (Ф.И.О.)

ЗАДАНИЕ
на выполнение выпускной квалификационной работы

В форме:

Магистерской диссертации

(бакалаврской работы, дипломного проекта/работы, магистерской диссертации)

Студенту:

Группа	ФИО
0AM12	Герасимчуку Александру Михайловичу

Тема работы:

Исследование защитных свойств бориды вольфрама от гамма-излучения	
Утверждена приказом директора (дата, номер)	02.02.2023 № 33-71/с

Срок сдачи студентом выполненной работы:	15.05.2023
--	------------

ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:

<p>Исходные данные к работе</p> <p><i>(наименование объекта исследования или проектирования; производительность или нагрузка; режим работы (непрерывный, периодический, циклический и т. д.); вид сырья или материал изделия; требования к продукту, изделию или процессу; особые требования к особенностям функционирования (эксплуатации) объекта или изделия в плане безопасности эксплуатации, влияния на окружающую среду, энергозатратам; экономический анализ и т. д.).</i></p>	<ul style="list-style-type: none"> – Литературные источники; – Диффузионное уравнение массопереноса – Состав иммобилизирующих стекол
---	---

<p>Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов <i>(аналитический обзор по литературным источникам с целью выяснения достижений мировой науки техники в рассматриваемой области; постановка задачи исследования, проектирования, конструирования; содержание процедуры исследования, проектирования, конструирования; обсуждение результатов выполненной работы; наименование дополнительных разделов, подлежащих разработке; заключение по работе).</i></p>	<p>– Литературный обзор иммобилизирующих материалов; – Разработка модели выхода радионуклидов из матричного материала; Расчет изменения концентрации радионуклидов в матричном материале в течении 2000 лет; Сравнение полученных результатов с различными матричными материалами, применяемыми для иммобилизации ВАО.</p>
<p>Перечень графического материала <i>(с точным указанием обязательных чертежей)</i></p>	<p>– Презентация; – блок схема программы расчета выхода радионуклидов.</p>
<p>Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы <i>(с указанием разделов)</i></p>	
<p>Раздел</p>	<p>Консультант</p>
<p>Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение</p>	<p>Л.Ю. Спицына</p>
<p>Социальная ответственность</p>	<p>Ю.В. Передерин</p>
<p>Английский язык</p>	<p>О.П. Карбышева</p>
<p>Названия разделов, которые должны быть написаны на русском и иностранном языках:</p>	
<p>Обзор литературы</p>	

<p>Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику</p>	<p>13.03.2023</p>
--	-------------------

Задание выдал руководитель / консультант (при наличии):

<p>Должность</p>	<p>ФИО</p>	<p>Ученая степень, звание</p>	<p>Подпись</p>	<p>Дата</p>
<p>Доцент ОЯТЦ</p>	<p>Долматов О.Ю.</p>	<p>к.т.н.</p>		

Задание принял к исполнению студент:

<p>Группа</p>	<p>ФИО</p>	<p>Подпись</p>	<p>Дата</p>
<p>0AM12</p>	<p>Герасимчук Александр Михайлович</p>		



Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего образования
«Национальный исследовательский Томский политехнический университет» (ТПУ)

Школа Инженерная школа ядерных технологий
Направление подготовки (специальность) 14.04.02 «Ядерная физика и технологии»
Уровень образования Магистратура
Отделение школы (НОЦ) Отделение ядерно-топливного цикла
Период выполнения Весенний семестр 2022 /2023 учебного года

Форма представления работы:

Магистерская диссертация

**КАЛЕНДАРНЫЙ РЕЙТИНГ-ПЛАН
выполнения выпускной квалификационной работы**

Срок сдачи студентом выполненной работы:	15.05.2023
--	------------

Дата контроля	Название раздела (модуля) / вид работы (исследования)	Максимальный балл раздела (модуля)
01.03.2019	Выдача задания.	10
08.03.2019	Подбор и изучение материалов по теме	10
08.04.2019	Разработка одномерной модели	10
16.04.2019	Разработка двумерной модели	35
24.04.2019	Учёт зависимости теплофизических параметров от температуры	35
22.05.2023	Сдача работы	100

СОСТАВИЛ:

Руководитель ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Долматов О.Ю.	К.Т.Н.		

СОГЛАСОВАНО:

Руководитель ООП

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Кузнецов М.С.	К.Т.Н.		

Реферат

Выпускная квалификационная работа содержит 147 страниц, 31 рисунок, 33 таблицы, 6 приложений.

Ключевые слова: иммобилизация радиоактивных отходов, диффузия радиоактивных отходов, алюминат неодима, перовскит, матричные материалы.

Объектом исследования выбран алюминат неодима, являющийся аналогом природного минерала перовскит.

Цель работы – исследование выхода радионуклидов из матричного материала на основе алюмината неодима при долговременном захоронении.

В работе рассматривается возможность использования алюмината неодима в качестве матричного материала, способного к иммобилизации актиноидных радионуклидов и долгоживущих продуктов деления высокоактивных отходов.

В результате исследования были получены значения распределения радионуклидов Cs^{135} , I^{129} , Np^{237} , Pu^{239} , U^{235} , Tc^{99} в алюминате неодима в зависимости от времени.

Результаты исследования указывают на более высокую эффективность алюмината неодима в задерживании радионуклидов по сравнению со стеклянными матрицами. Это имеет важное значение при выборе материалов для иммобилизации радиоактивных отходов, так как эффективность удержания радионуклидов является критическим фактором для обеспечения безопасности и предотвращения их выщелачивания в окружающую среду.

Также исследование показало потенциал алюмината неодима в улучшении процесса иммобилизации радионуклидов. Это может стимулировать дальнейшее исследование и разработку новых материалов, основанных на алюминате неодима или аналогичных соединениях, для эффективной обработки и удержания радиоактивных отходов.

Область применения: атомная промышленность.

Оглавление

Введение.....	9
Глава 1 Литературный обзор	11
1.1 Характеристика и состав РАО	11
1.2 Основные виды матриц для иммобилизации РАО	15
1.3 Остеклованные формы ВАО	19
1.4 Силикатные и боросиликатные стекла	24
1.5 Фосфатные стекла	27
1.6 Керамические матричные материалы	33
Глава 2 Распределение радионуклидов в матричных материалах в зависимости от времени	37
2.1 Элементарная теория смещения.....	37
2.2 Диффузия	38
2.3 Модель выхода радионуклидов из матричного материала.....	41
2.4 Верификация разработанной модели.....	43
2.5 Моделирование выхода радионуклидов в матричном материале NdAlO_3	44
2.6 Моделирование выхода радионуклидов в силикатном стекле, производимом на предприятии ФГУП «Радон»	50
2.7 Моделирование выхода радионуклидов в силикатном стекле (R7/T7), производимом на предприятии во Франции	57
2.8 Анализ полученных результатов	64
2.9 Выводы к главе	68
3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение ...	70
3.1 Потенциальные потребители результатов исследования.....	71
3.2 Анализ конкурентных технических решений с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения.....	72
3.3 SWOT-анализ	74
3.4 Инициация проекта	78
3.5 Планирование научно-исследовательской работы	80

3.5.1 Иерархическая структура работ	80
3.5.2 План проекта.....	81
3.5.4 Продолжительность этапов работ	83
3.6 Бюджет научно-технического исследования	85
3.8 Выводы по разделу.....	95
4 Социальная ответственность	97
4.1 Производственная безопасность	98
4.2 Микроклимат	98
4.3 Шум	101
4.4 Освещение.....	102
4.5 Электромагнитные поля	105
4.6 Пожаровзрывобезопасность.....	106
4.7 Электробезопасность	108
4.8 Безопасность в аварийных и чрезвычайных ситуациях.....	108
Заключение	112
Список используемых источников.....	114
Приложение А	123
Приложение Б.....	143
Приложение В - Трудозатраты на выполнение проекта	144
Приложение Г - Диаграмма Ганта.....	145
Приложение Д.....	146
Приложение Е.....	147

Введение

В свете растущих проблем с утилизацией радиоактивных отходов, использование различных матричных материалов для их захоронения становится все более актуальным.

В настоящее время существует множество матричных материалов, которые используются для хранения и утилизации радиоактивных отходов. Бетон, стекло и полимеры — это лишь некоторые из материалов, которые широко применяются в этой области. Несмотря на их преимущества, все они могут быть подвержены выходу радионуклидов, что может привести к серьезным последствиям для здоровья человека и окружающей среды.

Одним из основных факторов, влияющих на выход радионуклидов в матричном материале, является химический состав материала и его структура. Физико-химические процессы, такие как диффузия и сорбция, могут приводить к выходу радионуклидов из материала. Кроме того, химические реакции, вызванные воздействием окружающей среды, такой как влага и кислород, также могут приводить к выходу радионуклидов.

Один из перспективных матричных материалов, которые могут быть использованы для хранения радиоактивных отходов, — это алюминат неодима. Алюминат неодима (NdAlO_3) — это керамический материал, который характеризуется высокой термической стабильностью, химической инертностью и низкой теплопроводностью. Он обладает высокой стойкостью к коррозии и окислению, что делает его идеальным материалом для использования в условиях, связанных с радиоактивными материалами.

Алюминат неодима также характеризуется высокой радиационной устойчивостью, что является очень важным свойством для матричных материалов, используемых для хранения радиоактивных отходов. Благодаря этому свойству алюминат неодима может быть использован для изготовления корпусов контейнеров для хранения радиоактивных материалов, а также для облицовки стенок хранилища радиоактивных отходов.

Одним из основных преимуществ алюмината неодима является его высокая термическая стабильность. Это свойство позволяет использовать его в условиях высоких температур, что открывает новые перспективы для его применения. В частности, алюминат неодима может быть использован для изготовления тепловыделяющих элементов, которые могут быть использованы в ядерных реакторах.

Однако, несмотря на все перспективы алюмината неодима как матричного материала для хранения радиоактивных отходов, его применение до сих пор ограничено недостаточным количеством исследований и недостаточным пониманием его свойств и возможностей.

Таким образом, целью данной работы является исследование выхода радионуклидов из матричного материала на основе алюмината неодима при имитации захоронения в геологических формациях.

Для достижения поставленной цели необходимо решение ряда задач:

- Разработка модели выхода радионуклидов из матричного материала, базирующаяся на решении одномерного уравнения массопереноса;
- Расчет изменения концентрации радионуклидов в матричном материале при захоронении;
- Сравнение полученных результатов с различными матричными материалами, применяемыми для иммобилизации ВАО.

Глава 1 Литературный обзор

1.1 Характеристика и состав РАО

Радиоактивные отходы (РАО) представляют собой вещества, которые не могут быть дальше использованы из-за содержания радионуклидов, превышающих установленные нормативы [1]. Классификация РАО может производиться по различным критериям, таким как физическое состояние, химические свойства и уровень радиоактивности (табл. 1.1).

Таблица 1.1 - Классификация жидких РАО [2]

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг			
	тритий	β -излучающие радионуклиды (исключая тритий)	α -излучающие радионуклиды (исключая трансураниевые)	Трансураниевые радионуклиды
Низкоактивные	до 10^4	менее 10^3	менее 10^2	менее 10
Среднеактивные	от 10^4 до 10^8	от 10^3 до 10^7	от 10^2 до 10^6	от 10 до 10^5
Высокоактивные	более 10^8	более 10^7	более 10^6	более 10^5

Все РАО могут быть разделены на несколько категорий в зависимости от их происхождения. Они могут быть отходами, образующимися на всех стадиях ядерного топливного цикла, не связанными с ним отходами, такими как медицинские, институциональные и бытовые отходы, отходами, образующимися при снятии с эксплуатации ядерных установок, а также отходами, образующимися при ликвидации радиационных аварий и аномалий [3].

Наибольшее количество РАО образуется на стадии ядерного топливного цикла. Существуют две концепции ядерного топливного цикла: открытая и закрытая. Согласно открытой концепции, отходы не перерабатываются, а хранятся в централизованных хранилищах. Согласно закрытой концепции, отходы подлежат переработке с целью извлечения ценных компонентов [4].

Матрица, в которую включены РАО, играет важную роль в системе многобарьерной защиты биосферы. Гидрометаллургический метод PUREX

(Plutonium URanium recovery by EXtraction) является основным источником жидких ВАО в рамках закрытого ядерного топливного цикла. Образующиеся ВАО представляют наибольшую опасность и трудность в дальнейшей эксплуатации.

Компоненты, которые входят в состав ВАО, включают в себя не только ядерное топливо, такое как уран, плутоний и торий, но и активированные продукты коррозии материалов оборудования, такие как железо, никель, хром, марганец, молибден, цирконий и другие, а также неизвлеченные компоненты топлива, такие как уран и плутоний, трансураниевые элементы, такие как нептуний, америций и кюрий, и нерадиоактивные вещества, такие как материалы оболочек, следы нейтронных поглотителей, технологические реагенты и органические загрязнения. ВАО содержат более 90 радионуклидов ПД и свыше 120 радионуклидов продуктов радиоактивного распада первичных ПД, что составляет 35 различных химических элементов.

Активированные продукты коррозии, такие как ^{54}Mn и ^{59}Fe , являются короткоживущими радионуклидами, которые имеют низкую радиационную опасность. Однако, долгоживущие изотопы актинидов, такие как плутоний, обладают не только высокой радиационной опасностью, но и высокой биологической токсичностью. Они могут привести к серьезным заболеваниям и даже смерти при внутреннем воздействии на человеческий организм (табл. 1.2). Кроме того, ВАО генерируют большое количество тепла, что представляет серьезную проблему при их хранении и обработке. Например, стекло с ВАО от переработки ВВЭР-1000 может содержать около 20 масс.% оксидов и иметь тепловыделение в размере 26 кВт/м³ [3].

Таблица 1.2 - Состав жидких ВАО (г/л) [5]

Компонент	ПО «Маяк» (Россия)	Savannah River (США)	Hanford (США)	West Valley (США)	Idaho Falls (США)	Токai (Япония)	Sallugia (Италия)	Sicral 1 (Франция)	La Hague (Франция)	Магнох (Великобритания)	THORP (Великобритания)
H+	-	-	-	-	-	2,5*	1,3*	-	-	-	-
Al	-	7,7	1,5	3,9	4,2	-	20,4	32,5	-	26,0	-
Na	1,4-2,0	5,9	4,1	10,3	3,1	44,5	-	20,5	-	-	0,1
K	3,1-3,9	0,3	-	0,1	0,9	-	-	-	-	-	-
Mg	-	0,2	-	0,3	-	-	-	4,0	-	30,0	-
Ca	0,2-0,4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Fe	0,5-1,2	29,7	6,1	20,6	-	8,4	0,6	16,0	20,0	13,0	4,0
Ni	0,3-0,7	2,8	0,6	0,5	-	2,2	-	1,5	3,2	1,4	-
Cr	0,04-0,1	0,3	0,1	0,3	-	2,2	-	1,5	3,4	1,6	-
Mo	2,4-2,7	0,2	0,2	-	-	-	-	-	-	10,8	18,3
Zr	1,8-2,2	0,6	3,4	0,4	11,4	-	-	-	-	11,8	20,1
Hg	-	1,8	--	-	-	-	1,0	-	-	-	-
Cl	-	0,9	0,1	-	-	-	-	-	-	-	-
SO ₄	0,001	0,8	0,2	1,1	2,6	-	0,6	-	-	-	-
NO ₃	3,8*	4,2	2,8	20,6	12,5	-	-	-	-	11*	-
ПД	22,3-32,6	3,0	2,5	1,5	1,0	49,0	-	24,5	87,0	-	-
ТУЭ	0,1	0,2	0,1	0,2	0,1	12,6	-	3,0	5,1	2,0	4,5

Кроме того, помимо отходов от производства урана и плутония, связанных с оборонной деятельностью, существуют емкости из нержавеющей стали, содержащие радиоактивные отходы, в том числе те, которые требуют переработки, так как их срок эксплуатации истек. При радиохимической переработке "оружейного" плутония возникают отходы различного состава, из-за применения разных технологий и методов нейтрализации жидких радиоактивных отходов, чаще всего с помощью избытка NaOH. Это приводит к образованию отходов, содержащих высококонцентрированные щелочные растворы, такие как NaOH, NaNO₃ и NaNO₂, а также вязкий шлам, состоящий из гидроксидов радионуклидов, железа, алюминия и других металлов [6, 7].

Переработка жидких ВАО становится сложной из-за их сложного состава, поэтому рекомендуется проводить фракционирование ВАО с выделением радионуклидов в соответствии с их химическими свойствами и периодом полураспада. Существует несколько технологий фракционирования ВАО в зависимости от типа используемых реагентов, таких как экстракция нейтральными фосфорорганическими соединениями (США, Япония, Россия, Китай, Германия, Индия), экстракция кислотными фосфорорганическими соединениями (Япония, Швеция, Италия, США), экстракция моно- и диамидами (Франция) и экстракционные технологии на основе смеси реагентов (Россия) [8-15].

В России частично реализована концепция фракционирования ВАО на ФГУП ПО "Маяк" [9, 16]. В рамках данной концепции была создана и проверена в опытно-промышленном масштабе комплексная схема извлечения фракции Cs-Sr и группы тяжелых урановых элементов и редкоземельных элементов из засоленных кислых растворов, которые не могут быть отверждены с помощью существующей технологии остекловывания из-за сложности их состава. Эта технология позволяет эффективно извлекать радионуклиды в соответствии с их химическими свойствами и периодом полураспада, что делает переработку жидких ВАО более эффективной и экологически безопасной.

Однако, хотя данная концепция частично реализована на "Маяке", в России еще не были полностью решены проблемы переработки всех видов ВАО, включая отходы от оборонной деятельности. Поэтому продолжается поиск эффективных технологий для фракционирования и переработки ВАО с разнообразным составом. В разных странах мира используются различные технологии, такие как экстракция нейтральными и кислыми фосфорорганическими соединениями, экстракция моно- и диамидами, а также экстракционные технологии на основе смеси реагентов.

Ученые из ГЕОХИ РАН разработали новый способ растворения оксидного отработанного ядерного топлива (ОЯТ) с использованием слабокислых растворов нитрата железа (III). Этот метод приводит к формированию отходов с другим составом, где главными компонентами являются соли нитрата железа и пентоксид дифосфора. Такой состав отходов может быть легко иммобилизован в железофосфатное стекло. Отличительной особенностью этого метода является возможность избежать использования концентрированных растворов азотной кислоты, переработка которых возможна только через экстракционные процессы. Таким образом, использование токсичных органических растворителей может быть ограничено, а объемы отходов и их негативное воздействие на окружающую среду могут быть снижены.

1.2 Основные виды матриц для иммобилизации РАО

Существуют различные матричные материалы для зафиксирования радиоактивных отходов (РАО). Они могут быть неорганическими, такими как стекло, стеклокерамика, керамика и цемент, металлическими или композиционными, включающими несколько материалов. Продукты переработки РАО могут быть гомогенными или гетерогенными, в зависимости от того, насколько равномерно распределены радиоактивные элементы в матрице. Гетерогенные продукты могут включать такие материалы, как

стеклогранулы в металлической матрице, дисперсия сульфатов в стекломатрице или включение солей в низкотемпературную керамику [18]. Квазигомогенные продукты, такие как стекло, стеклокерамика и высокотемпературная керамика, содержат радиоактивные элементы в структуре материала.

Другое предложение заключается в создании искусственных аналогов минералов, содержащих радиоактивные элементы или их химические аналоги, а также другие элементы, присутствующие в РАО [19]. Однако, получение чистых искусственных минералов представляет сложности, поэтому они обычно получают в виде керамики, стеклокерамики или материалов, напоминающих минералы и полученных при самопроизвольной кристаллизации минеральных расплавов.

Использование керамики как материала для обработки радиоактивных отходов имеет свои преимущества, такие как термодинамическая стабильность и высокая радиационная стойкость, особенно для актинидов. Однако, использование керамики в качестве материала для обработки отходов ограничено сложностью подбора ее состава для каждого типа отходов, а также трудностями в получении конечного продукта из-за пыления тонкодисперсной высокоактивной шихты, что может представлять опасность для персонала. Кроме того, высокая энергоемкость и сложность технологии производства делают керамику дорогостоящей. В таком случае, использование стеклокерамики может быть более перспективным способом обработки отходов, позволяющим понизить температуру отверждения при сохранении высокой стойкости [20].

В настоящее время, большинство стран используют остекловывание для обработки низкой, средней и высокоактивных отходов. Различные виды стекла, такие как натрий-алюмофосфатные, боросиликатные, базальтоподобные, фтор-фосфатные и ферросиликатные, используются для создания матрицы. Скорость выщелачивания остеклованных НСАО (содержащих ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{90}Sr , ^{60}Co) в воде при 20 °C составляет: для

боросиликатных стекол – $10^{-5} - 10^{-6}$ г/(м²·сут); для базальтоподобных стёкол – $10^{-7} - 10^{-8}$ г/(м²·сут); для ферросиликатных стёкол – $6 \cdot 10^{-7}$ г/(м²·сут); для натрий-силикатных стёкол – 10^{-6} г/(м²·сут) [21].

Однако, несмотря на преимущества остекловывания, этот процесс также имеет свои ограничения и недостатки. Например, остеклованные отходы могут быть восприимчивы к длительной коррозии и деградации, что может привести к утечке радионуклидов в окружающую среду. Кроме того, процесс остекловывания требует высокой температуры, что приводит к высокой энергозатратности и сложности в обработке отходов, содержащих высококипящие жидкости и газы.

Другими методами обработки радиоактивных отходов являются включение в полимерные материалы, обезвреживание путем их инкапсуляции в бетон, а также использование методов обезвреживания в глубоких геологических пластах. Однако, каждый из этих методов имеет свои преимущества и недостатки, и выбор метода зависит от многих факторов, включая тип отходов, их химический состав, количество и степень радиоактивности, а также возможности и доступность технологий и материалов.

Стекло является эффективным материалом для иммобилизации различных видов радиоактивных отходов благодаря своим уникальным свойствам, таким как высокая устойчивость к выщелачиванию, химическая и радиационная стойкость, а также механическая прочность. В то же время, свойства стекла могут значительно изменяться в зависимости от его состава, что открывает широкий спектр применений в области иммобилизации радиоактивных отходов [21]. Например, боросиликатные стекла широко используются для этой цели, однако их возможности ограничены низкой термической устойчивостью, что не позволяет использовать более 20% включения активных отходов [22].

Хотя стекло не является идеальным материалом для фиксации радиоактивных отходов из-за его зависимости от технологических условий и

возможности выделения тепла, водяного пара и излучения некоторыми радиоактивными элементами, оно все же считается одним из самых надежных материалов для иммобилизации радиоактивных отходов. Керамика, в свою очередь, обладает высокой химической устойчивостью и термостабильностью, что делает ее перспективным материалом для этой цели. В отличие от стекла, керамические матрицы обладают высокой механической прочностью и радиационной устойчивостью, что позволяет использовать их для фиксации большего объема радиоактивных отходов. Керамика может быть создана путем смешения радиоактивных отходов с сырьевыми компонентами для формирования керамической матрицы, а также путем получения высокопористой керамики и последующей пропитки ее раствором радиоактивных отходов.

Исследователи из Кольского научного центра РАН и Санкт-Петербургского государственного университета достигли значительных результатов в области очистки жидких радиоактивных отходов с использованием различных керамических материалов, таких как слоистый титанат гидразина ЛНТ-9, синтетический иванюкит и их композиции, а также ультрапористая кварцевая керамика.

В одном из исследований учеными была разработана прочная титанатная керамика, которая обладает устойчивостью к концентрированным кислотам и щелочам. Было достигнуто снижение потери сорбируемых катионов до менее 8,5% для композиции иванюкит ЛНТ-9: CsSr и 5,1% для иванюкита:CsSr. Это свидетельствует о высокой эффективности этих материалов в очистке жидких радиоактивных отходов с долговременной стабильностью [23].

В другом исследовании [24] ученые предложили метод создания ультрапористой кварцевой керамики с последующей иммобилизацией радионуклидов из жидких радиоактивных отходов, таких как РЗЭ+ТУЭ и Zr. Используя метод пропитки керамических образцов в насыщенном растворе и последующую сушку и прокаливание, была достигнута очень низкая скорость

выщелачивания радионуклидов из керамики (не более $7,8 \cdot 10^{-7}$ г/см²·сут) и высокий уровень включения ТУЭ, РЗЭ и Zr до 87,2% массового содержания.

Высокопористые ячеистые керамические материалы, использованные в этих исследованиях, имеют потенциал для улавливания газообразных радиоактивных отходов. Это может сыграть важную роль в разработке более безопасных методов утилизации радиоактивных отходов и защите окружающей среды [25].

Индуктивное плавление в холодном тигле (ИПХТ) является передовым методом создания керамических матриц для безопасной иммобилизации радиоактивных отходов. Эта технология получила широкое распространение во многих странах благодаря своим преимуществам, таким как высокая производительность, легкость обслуживания и управления процессом, возможность создания определенных атмосферных условий и высокий уровень чистоты плавки. Все эти факторы делают эту технологию популярной в производстве керамических матриц для иммобилизации радиоактивных отходов по всему миру.

1.3 Остеклованные формы ВАО

Стекло, с другой стороны, является аморфным материалом, который получается путем охлаждения расплава и не зависит от химического состава или температуры затвердевания. Стекло — это аморфный материал, получаемый путем охлаждения расплава, и не зависит от химического состава или температуры затвердевания [26]. Оксидные стекла широко применяются при иммобилизации радиоактивных отходов, так как они обладают высокой стабильностью, устойчивостью к гидролизу и доступной стоимостью. Они могут быть однокомпонентными, например, стеклообразным SiO₂, B₂O₃, P₂O₅, GeO₂, или многокомпонентными. Стекло обладает свойствами, такими как изотропность, плавное размягчение при нагреве и возможность обратимого процесса.

В научных исследованиях стекла существуют две основные теории, объясняющие его структуру: кристаллическая теория, предложенная Лебедевым в 1921 году, и теория беспорядочной сетки, предложенная Захариасеном в 1932 году [27, 28]. По кристаллической теории, стекло состоит из микрокристаллов, размеры которых находятся в диапазоне от длины волны рентгеновского излучения (10^{-9} - 10^{-11} м) и меньше. Теория беспорядочной сетки, напротив, утверждает, что стекло не обладает регулярной кристаллической структурой и представляет собой беспорядочную сетку. Это обусловлено термодинамически, так как аморфное состояние является метастабильным. Процесс кристаллизации включает зарождение центров кристаллизации и рост кристаллов, который может быть гомогенным или гетерогенным. Однако, гетерогенная кристаллизация может быть нежелательна для стекол с высоким содержанием радиоактивных изотопов.

С другой стороны, согласно теории беспорядочной сетки, стекло образовано полностью неупорядоченной сеткой координационных полиэдров, в которой ионы-модификаторы статически распределены. Эта гипотеза, также известная как гипотеза беспорядочной сетки, получила большую поддержку среди современных исследователей стекол. Обе теории имеют свои преимущества и недостатки, и до сих пор не было установлено, какая из них более правильна. Важно отметить, что понимание структуры стекла имеет большое значение для создания новых материалов с желаемыми свойствами.

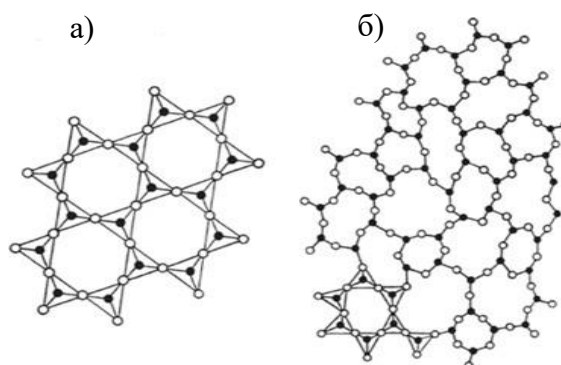


Рисунок 1.1 - Схематическое изображение двумерных структур

а) кристаллического и б) стеклообразного оксида кремния по

Захариасену [28]

Захариасен осуществил классификацию оксидов с учетом их способности образовывать стекла и их функций в стеклообразующих системах. Он выделил три группы элементов: стеклообразователи (B, Si, P), промежуточные элементы (Al, Ti, Zr, Pb) и модификаторы сетки (Li, Na, K, Rb, Cs, Mg, Ca, Sr, Ba). Стеклообразователи могут служить структурной основой стекла, образуя трехмерную структуру с пустотами для включения других элементов. Благодаря нестехиометрическому составу стекло может содержать практически все элементы из таблицы Менделеева [29, 30]. Стеклообразующие катионы характеризуются высоким зарядом, малым ионным радиусом, высоким ионным потенциалом и большой энергией связи с кислородом. Использование модификаторов сетки приводит к нарушению непрерывности трехмерной структуры сетки, что приводит к образованию ионных немостиковых кислородных связей. Интермедиаты не формируют свою собственную структуру, но могут укреплять или ослаблять ее.

Несколько теоретических и экспериментальных исследований не дали определенного ответа на вопрос о том, насколько упорядочены участки стекла. Последующие исследования привели к созданию гибридных моделей, которые предполагают наличие как упорядоченных, так и неупорядоченных участков в стекле, где компоненты могут иметь разные степени дифференциации и интеграции.

Процесс остекления радиоактивных отходов предполагает создание многокомпонентных стекол на основе разных систем, включая щелочно-алюмосиликатные, щелочно-боросиликатные, щелочно-алюмо-боросиликатные и щелочно-алюмофосфатные системы. Для некоторых типов радиоактивных отходов, таких как высокожелезистые отходы завода Саванна-Ривер (США), была разработана специальная система на основе свинцово-железо-фосфатов. В производственном процессе используются системы на основе боросиликата и алюмофосфата для остекления радиоактивных отходов.

Одно из ключевых свойств стекла, которое делает его идеальным для

остекления радиоактивных отходов, это его высокая устойчивость к кристаллизации, гидролизу и радиации. Кристаллизационные характеристики стекла зависят от многих факторов, включая качество варки, однородность стекломассы и ее состав. Однако, определенные компоненты стекла могут иметь неоднозначный эффект на кристаллизацию, поскольку их воздействие зависит от основного состава и количества добавленных компонентов. Обычно добавление компонентов приводит к уменьшению способности к кристаллизации, но некоторые плохо растворимые компоненты могут на самом деле способствовать кристаллизации. Также добавление компонентов, которые повышают вязкость стекла в температурном интервале кристаллизации, может снижать кристаллизационную способность.

При обращении с радиоактивными отходами широко применяются многокомпонентные стекла, которые основаны на различных системах, включая щелочно-алюмосиликатные, щелочно-боросиликатные, щелочно-алюмо-боросиликатные и щелочно-алюмофосфатные. Для определенных типов радиоактивных отходов требуются специальные составы стекла. Например, для обработки высокожелезистых отходов с завода Саванна-Ривер в США была разработана система, включающая свинец, железо и фосфаты. Остеклование радиоактивных отходов на базе стекла является распространенной и эффективной технологией, которая гарантирует безопасное и долговечное хранение радиоактивных отходов [31].

Ограничения на практический диапазон температур кристаллизации стекольных расплавов заключаются в температуре стеклования, при которой появляются первые кристаллы, и в температуре ликвации, при которой кристаллы растворяются. Опасный интервал кристаллизации находится между этими пределами, и кристаллизация происходит только в этом диапазоне. Если стекло находится в опасном интервале температур дольше, то увеличивается вероятность кристаллизации. Однако фосфатные стекла имеют очень широкий диапазон температур кристаллизации, который колеблется от 460 до 796°C, как подтверждается исследованием [32].

Преимущество использования остеклованной формы заключается в ее одноэтапном производственном процессе и низкой чувствительности к изменению состава потоков отходов. На данный момент для остекления ядерных отходов в полномасштабных установках используются два вида стекол: боросиликатные и фосфатные (см. Таблицу 1.3). Их точный состав может различаться в разных странах в зависимости от состава отходов [51]. В настоящее время для нагрева расплавов в процессе остекления с помощью электрического тока, пропущенного через расплав, или применение индукционного нагрева.

При использовании боросиликатного стекла для переработки РАО, процесс варки происходит при очень высокой температуре, которая может достигать 1150-1250°C. Однако, при использовании силикатных стеклообразователей, кроме тех, которые не содержат кристаллических соединений, можно получить материалы других типов, например стеклокомпозиционные или плавленые, которые имеют структуру, напоминающую балзаты - поликристаллические микрогетерогенные тела [20].

Таблица 1.3 – Составы стекол для иммобилизации ВАО

Стекло/страна	SiO ₂	P ₂ O ₅	B ₂ O ₃	Al ₂ O ₃	CaO	MgO	Na ₂ O	Другие, включая продукты деления и актиниды
R7/T7, Франция	47,2	-	14,9	4,4	4,1	-	10,6	18,8
DWPF, США	49,8	-	8,0	4,0	1,0	1,4	8,7	27,1
MAGNOX, Великобритания	47,2	-	16,9	4,8	-	5,3	8,4	17,4
РАМЕЛА, Германия	52,7	-	13,2	2,7	4,6	2,2	5,9	18,7
ВАО, Россия	-	52,0	-	19,0	-	-	21,2	7,8
К-26, Отходы АЭС, Россия	48,2	-	7,5	2,5	15,5	-	16,1	10,2

При использовании иммобилизирующих фосфатных стекол для радиоактивных отходов процесс варки может осуществляться при более

низкой температуре, не превышающей 900-1000°C. Эти стекла обладают высокой растворимостью оксидов металлов, включая MoO_3 , а также сульфатов и хлоридов. Однако, при использовании боросиликатных стекол, излишнее содержание сульфатов и хлоридов в отходах может привести к появлению хальмозы, отдельной фазы с высокой реактивностью и содержанием РН. Фосфатные стекла имеют свои недостатки, такие как более высокая склонность к кристаллизации, что может ухудшить их гидролитическую стойкость и способствовать уносу рутения из расплава [20]. В разделах 1.4 и 1.5 представлено более подробное рассмотрение стёкол, используемых для иммобилизации радиоактивных отходов.

1.4 Силикатные и боросиликатные стекла

Стекланные материалы получили широкое распространение как матрицы для радиоактивных отходов из-за своей способности неупорядоченной структуры аккумулировать ионы с различными зарядами и радиусами. В Канаде в середине 1950-х годов были впервые предложены стекла на основе силиката для иммобилизации радиоактивных отходов. Эти стекла содержали добавки оксидов и были выдержаны при высокой температуре около 1350°C. Хотя система $\text{Na}_2\text{O}-(\text{K}_2\text{O})-\text{CaO}-\text{MgO}-\text{Al}_2\text{O}_3-\text{SiO}_2$ позволяет получить гидролитически-, термически- и радиационно-устойчивые стекла, их температуры плавления должны быть не менее 1350°C, что сильно ограничивает использование этого процесса для стеклования радиоактивных отходов, содержащих плутоний. В ходе дальнейших исследований было предложено использовать стекла на основе боросиликата, которые позволяют снизить температуру процесса и повысить гидролитическую устойчивость.

Кварцевое стекло имеет структурный каркас из тетраэдров SiO_4 , которые взаимодействуют ковалентно. Добавление оксидов модификаторов приводит к образованию ионов кислорода, которые связываются с

тетраэдрами SiO_4 , создавая немостиковые связи. При увеличении концентрации модификаторов происходит последовательное формирование тетраэдров SiO_4 с тремя, двумя и одной связью. Обычно невозможно получить стекла с низким содержанием $\text{Si}:\text{O} < 0,3$, а полностью изолированные тетраэдры Q^0 могут существовать только в кристаллических соединениях. Боросиликатные стекла содержат кремнекислородные тетраэдры, которые связаны между собой и с тетраэдрами BO_4 , окруженными щелочными металлами или другими компонентами, такими как Tl , Sr и Ba . Чтобы достичь максимальной устойчивости к гидролизу, бор в боросиликатных стеклах предпочтительно связывается с тетраэдрами BO_4 , а не с кремнекислородными тетраэдрами. Это способствует повышенной химической стабильности материала. Такие стекла могут образовывать группы кремнекислородных и боратных тетраэдров, которые повторяются в трехмерной решетке и образуют доменную структуру.

Для многокомпонентных стекол должно выполняться условие:

$$\psi_{\text{B}} = [(\text{Me}^{\text{I}}_2\text{O} + \text{BaO}) + 0,7(\text{CaO} + \text{SrO} + \text{CdO} + \text{PbO}) + 0,3(\text{Li}_2\text{O} + \text{MgO} + \text{ZnO}) - \text{Al}_2\text{O}_3] / \text{B}_2\text{O}_3 \geq 1 \quad (1)$$

где $\text{Me}^{\text{I}}_2\text{O}$ - оксиды щелочных металлов (кроме лития) и таллия

$$K = [\text{SiO}_2] \gg [\text{B}_2\text{O}_3] \quad (2)$$

Для создания малокремнеземных стекол необходимо, чтобы значение показателя преломления было значительно больше единицы. Даже если значение показателя преломления равно приблизительно 6, значительная часть бора все еще остается трехкратно координированной, что было показано в [60], если содержание кремнезема в боросиликатных стеклах составляет 45-50%. Чтобы гарантировать высокую гидролитическую устойчивость стекла, его структура должна быть максимально похожей на кварц, т.е. доля тетраэдрически-координированного бора должна быть максимальной.

За рубежом популярны стекла, основанные на боросиликате, которые содержат в основном кремниевые, борные и натриевые оксиды. В состав стекла AVM, который используется во Франции, входят только эти

компоненты [33]. С целью улучшения свойств стекла применяется добавление различных элементов, включая Li_2O , TiO_2 , CaO , MgO , Al_2O_3 , ZnO , ZrO_2 и La_2O_3 . Однако каждый из этих элементов вносит уникальное влияние на свойства стекла, такие как его гидролитическая устойчивость, вязкость, электропроводность и другие [34, 35]. Например, оксиды кремния, алюминия и циркония способствуют повышению гидролитической устойчивости стекла, увеличению его вязкости и снижению уровня испарения. С другой стороны, бор и щелочные элементы оказывают отрицательное влияние на эти свойства. Оксиды кальция, магния и цинка способствуют стабилизации структуры стекла, усилению его гидролитической устойчивости, а также увеличению вязкости при низких температурах и снижению при высоких. Титан стимулирует кристаллизацию стекла и образование минералов, которые концентрируют радионуклиды. Однако влияние каждого элемента на свойства стекла зависит от содержания других элементов, и добавление одного элемента может одновременно улучшать некоторые свойства стекла и ухудшать другие. Например, повышение гидролитической устойчивости с помощью алюминия и кремния может сопровождаться увеличением вязкости, что замедляет процесс остекления и увеличивает затраты на производство [34]. В стеклах с высоким содержанием силиката и боросиликата имеется ряд компонентов, которые плохо растворяются, включая сульфаты, хроматы, молибдаты, хлориды, фосфаты, PuO_2 и другие. Растворимость оксидов актинидов и РЗЭ в боросиликатных стеклах может изменяться от нескольких долей процента до нескольких десятков процентов в зависимости от многих факторов, таких как валентность, состав и температура приготовления стекла. Увеличение связности структурного каркаса стекла за счет присутствия интермедиатных ионов (Al^{3+} , Fe^{3+}) приводит к уменьшению растворимости. Растворимость оксидов плутония в боросиликатных стеклах значительно ниже, чем растворимость оксидов урана, при этом максимальная растворимость в силикатных стеклах характерна для UO_3 , а минимальная - для PuO_2 , AmO_2 , Am_2O_3 и Cm_2O_3 . Помимо этого, снижение заряда и радиуса ионов

актининов также приводит к уменьшению их растворимости в стеклах с высоким содержанием силиката и боросиликата. Нептуний обычно присутствует в четырехвалентной форме, а америций и кюрий - в трехвалентной, при этом максимальная концентрация плутония в стекле составляет примерно от 0,2 до 4-5 масс. %.

Существуют специально разработанные стекла на основе лантанида, бора и силиката (LaBS), которые могут использоваться для иммобилизации плутония. В этих стеклах плутоний может быть включен до ~10 масс. % Pu (~11% PuO₂) (табл. 1.5) [88]. Это возможно благодаря крупным катионам лантанида, которые разрыхляют структурную сетку стекла, образуя окружение из кислорода и повышая растворимость диоксида плутония в стекле. Также в России разработаны стекла на основе алюминия, бора и силиката ("боробазальтовые"), которые могут содержать до ~3,5-5,6% плутония (табл. 1.) [36].

Таблица 1.4 – Химический состав стекол для иммобилизации плутония

Оксиды	LaBS	Bz-Pu(муфель)	Bz-Na-Pu (холодный тигель)
SiO ₂	25,80	29,0	33,7
B ₂ O ₃	10,40	28,0	22,2
Al ₂ O ₃	19,04	8,1	9,6
Fe ₂ O ₃	-	5,7	5,7
MgO	-	4,7	2,9
CaO	-	16,6	14,4
SrO	2,22	-	-
Na ₂ O	-	1,9	5,7
K ₂ O	-	0,5	0,9
TiO ₂	-	0,5	0,9
ZrO ₂	1,15	-	-
La ₂ O ₃	11,01	-	-
Nd ₂ O ₃	11,37	-	-
Gd ₂ O ₃	7,61	-	-
PuO ₂	11,39	5,0	4,0

1.5 Фосфатные стекла

В 1960-х годах возникла идея использовать фосфатные стекла в качестве

матриц для хранения высокоактивных отходов (ВАО) [37, 38]. Фосфатные стекла имеют структуру, основанную на тетраэдрах PO_4 , которые соединяются через кислород, похоже на силикатные стекла. Однако фосфатные стекла содержат только одну двойную связь $P=O$ и не более трех мостиковых ионов кислорода. Введение щелочных и щелочноземельных оксидов приводит к разрушению структурной сетки стекла и образованию двух- и односвязных тетраэдров PO_4 . Эти типы стекла широко применяются в России [39], особенно на ПО "Маяк", где используется установка типа ЭП-500 с использованием электрической ванны и прямого нагрева (используется керамический плавитель Джоуля) для обезвреживания высокоактивных отходов. В 1980-х годах были разработаны свинцово-железофосфатные стекла с высоким содержанием железа [40], которые позже стали известны как железо-фосфатные стекла [41-48]. Однако следует отметить, что многие из них на самом деле являются алюмо-железо-фосфатными стеклами. Некоторые составы фосфатных стекол даны в таблице 1.5.

Фосфатные стекла обладают уникальной способностью включать в свою структуру большое количество различных оксидов без ухудшения гидролитической стойкости и риска ликвации расплава, что отличает их от силикатных стекол. Металлы, включая щелочные элементы, могут быть связаны с тетраэдрами PO_4 , формируя прочные полимерные цепи в фосфатном каркасе. Для обеспечения стабильности материала в фосфатных стеклах необходимо поддерживать общее содержание металлических ионов не менее 30%. Некоторые оксиды металлов, такие как MoO_3 , имеют большую растворимость в фосфатных расплавах по сравнению с силикатными. Фосфатные стекла могут также включать оксиды с высокой температурой плавления и слабыми ионными связями, такие как Al_2O_3 , TiO_2 , BaO , ZrO_2 и ThO_2 , которые образуют тетраэдры AlO_4 , взаимодействуя с тетраэдрами PO_4 . В типичном фосфатном стекле содержание P_2O_5 составляет от 35% до 60%. Фосфатные стекла могут также использоваться для введения флюсующих добавок в расплав без нарушения его гомогенности, а также для термической

обработки расплавов, предварительно подготовленных до оптимального состава. Использование фосфатных стекол в хранении высокоактивных отходов представляет перспективное направление для дальнейших исследований.

Таблица 1.5 – Фосфатные стекла для иммобилизации ВАО (масс.%).

Оксиды	Алюмо-фосфатное РТ-1 [39]	Свинцово-железо-фосфатное [52]		Железо-фосфатное	
		Военные ВАО	Коммерческие ВАО	Hanford AZ102 [59]	[53-55]
Na ₂ O*	24-27	-	-	-	6-12
CaO	1-2	-	-	1-2	1-2
ZnO	-	-	-	3-4	-
PbO	-	37-55	32-53	-	-
Al ₂ O ₃ **	20-24	1-2	-	13-14	12-15
Fe ₂ O ₃	1-5	7-10	6-20	7-8	18-23
Cr ₂ O ₃	1-2	-	-	2-3	0-1
Bi ₂ O ₃	-	-	-	1-2	-
SiO ₂	1-2	-	-	7-8	1-2
P ₂ O ₅	50-52	33-43	32-42	51-52	40-42
Оксиды ВАО	До 10	15-20	6-7	20-25	50-60

*включая небольшие количества других оксидов одновалентных металлов;

** включая небольшие количества оксидов других поливалентных металлов.

Аддитивы оксидов многозарядных элементов, таких как Al₂O₃, Fe₂O₃, MgO и PbO, могут значительно улучшить связность стекла, способствуя формированию общего каркаса или поперечных связей. В промышленном процессе добавление оксида алюминия используется для повышения гидролитической стойкости стекломатриц с различным уровнем pH. Атомы алюминия могут модифицировать структурную сетку стекла при низких концентрациях, находясь в октаэдрическом окружении, и при более высоких концентрациях образовывать тетраэдрические группы, что характерно для стеклообразователей. Ввод оксида алюминия в фосфатное стекло может привести к образованию связей Al-O-P, увеличивая степень связности каркаса

[49, 50]. Однако взаимодействие железа в этом процессе требует дополнительного изучения, так как оно может оказывать неоднозначное влияние на свойства получаемых НАФ стекол из-за переменной валентности и координации, а также его присутствие в жидких РАО в значимой концентрации.

В исследовании, описанном в статье [51], были применены резонансные методы для изучения влияния содержания оксида железа на структуру стекол НАЖФ. Диапазон концентрации оксида железа составлял от 0,5% до 6,0% по массе. Исследователи обнаружили, что увеличение концентрации оксида железа ведет к изменению интенсивности линий Fe^{3+} в структурных позициях FeO_4 и FeO_6 , а также к уменьшению доли тетраэдрического железа при повышении соотношения Fe/Al . В результате увеличения содержания алюминия в стекле наблюдается увеличение расстояний между фосфор-фосфором, что свидетельствует о наличии смешанной структуры, включающей фрагменты P-O-P и P-O-Na с подрешеткой Al-O-Al. Исследование также выявило, что при низком содержании железа ионы Fe^{3+} занимают как тетраэдрические, так и октаэдрические позиции в алюминиевой подрешетке, формируя связи Al-O-Fe. При увеличении содержания железа преобладающими становятся октаэдрические позиции для ионов Fe^{3+} , а концентрация ионов Fe^{2+} снижается. Ионы Fe^{2+} в основном занимают тетраэдрические позиции в алюминиевой подрешетке, и их концентрация при содержании Fe_2O_3 в стекле свыше 1% массы оказывается ниже концентрации ионов Fe^{3+} .

При разработке матриц для долговременного сохранения примесей железа в стеклах НАЖФ важно учитывать, что тетраэдрические позиции предоставляют более стабильную структуру для ионов по сравнению с октаэдрическими позициями, которые оказывают модифицирующее влияние. Согласно проведенному исследованию [52], данную тенденцию можно распространить на ионы радиоактивных элементов, которые проявляют аналогичное поведение ионам железа.

Исследование [53] направлено на изучение структуры фосфатных стекол железа с переменным содержанием Fe(II), которое зависит от условий плавления. Для этого были использованы методы Мессбауэровской спектроскопии и рентгеновской спектроскопии поглощения (XAFS). Полученные результаты показали, что при обычных условиях варки (воздух, 1200°C) до 20% железа находится в двухвалентном состоянии, однако при восстановительных условиях (смесь 10% H₂+N₂ или Ar) содержание двухвалентного железа увеличивается до 80%, что приводит к образованию кристаллических фаз.

В другой работе [54] было исследовано получение железосодержащих стекол при наличии восстановителя (мелассы), где железо преимущественно находится в двухвалентной форме. Двухвалентное железо может ускорять кристаллизацию расплава и изменять соотношение кристаллических фаз в отличие от трехвалентной формы. Таким образом, данные работы подчеркивают важность учета условий плавления для получения стекол с заданными характеристиками.

В исследовании [55], проведенном с использованием термодинамического моделирования, были изучены фазовые равновесия стекол, содержащих оксиды стронция и цезия в сочетании с другими компонентами. Стекло было хранено в герметичном контейнере из нержавеющей стали в могильнике на протяжении длительного времени. Исследователи обнаружили, что в «сухой» системе стекло будет содержать смесь ортофосфатов натрия, алюминия и стронция после полной раскристаллизации. Важно отметить, что речь идет только о конечном фазовом состоянии, но сколько времени потребуется для его достижения, неизвестно. Ученые также отметили, что процесс фазообразования в «сухой» системе является медленным, однако в присутствии воды он ускоряется. Это подчеркивает важность оценки поведения фаз при контакте со влагой, особенно в контексте захоронения стекол.

В другом исследовании [56], ученые определили концентрационные

пределы нескольких соединений в матрице натрий-алюминиево-фосфатного стекла. Оказалось, что содержание молибдена может негативно повлиять на кристаллизационную устойчивость стекла. Оптимальными вариантами являются составы, в которых содержатся MoO_3 - MgO и CuO - MgO , при этом концентрации MoO_3 , CuO и MgO не должны превышать 2%, 3% и 5,6% соответственно.

В процессе производства стекол для высокоактивных отходов (ВАО) значительная часть конечного продукта создается из отходов, что является особенностью этого процесса. Каждый тип жидких ВАО требует уникального состава, чтобы обеспечить нужные свойства расплава и конечного продукта. Этот состав значительно отличается от состава матричных стекол. Увеличение содержания ВАО в стекле может улучшить экономические показатели, но при этом увеличивается удельная активность, тепловыделение и негативное влияние на гидролитическую устойчивость и долговременную стабильность стекла. В настоящее время общее содержание оксидов отходов в стеклах ограничено на уровне 10-30% [35], чтобы обеспечить безопасность и стабильность продукта.

Большинство существующих стеклообразных систем и стекол были разработаны для нефракционированных ВАО, полученных в процессе переработки отработанных ядерных топлив из различных типов реакторов, преимущественно до 1990 года. Однако последующие исследования показали, что можно создавать стекла с уникальными составами для иммобилизации долгоживущих актинидных отходов, плутония, трансплутониевых элементов, таких как Am , Cm и фракции Cs/Sr ВАО. Были разработаны новые составы стекол, в том числе фосфатных [3], способных растворять оксиды актинидов и редкоземельных элементов [56]. Однако структура, окислительное состояние и координационное окружение элементов в фосфатных стеклах, включая актиниды, требуют дополнительных исследований.

1.6 Керамические матричные материалы

Керамические матричные материалы (КММ) являются одним из перспективных вариантов для иммобилизации РАО. Они могут быть использованы для создания не только стабильных и надежных барьеров для радиоактивных материалов, но и для уменьшения объема радиоактивных отходов, что сокращает их влияние на окружающую среду.

Согласно исследованиям, КММ могут быть произведены из различных компонентов, включая оксиды, карбиды, нитриды и силикаты. Некоторые из основных материалов, используемых в производстве КММ в России, включают техногенные материалы, такие как зола и шлак, а также природные материалы, такие как глины и кремнеземы.

Одним из наиболее известных КММ является золь-гель материал на основе оксида циркония, который получают путем гидролиза соответствующих компонентов в растворах. Также известны КММ на основе оксида циркония, содержащие наночастицы UO_2 и PuO_2 , что позволяет создавать более стабильные барьеры для радиоактивных материалов.

Одним из главных преимуществ КММ является их стабильность в широком диапазоне условий, включая высокие температуры и радиоактивное облучение. Кроме того, КММ могут быть произведены из отходов производства других материалов, что сокращает затраты на их производство и снижает объем радиоактивных отходов.

Однако, несмотря на перспективность КММ для иммобилизации РАО, их производство требует специальных технологий и оборудования, что может приводить к высоким затратам. Кроме того, КММ могут быть чувствительны к воздействию влаги и агрессивных сред, что может снижать их эффективность в критических условиях эксплуатации, например, при пожаре или аварии на объектах ядерной энергетики.

Керамическое сырье может быть разделено на два типа: природное и техническое в зависимости от используемых материалов. Для природной

керамики применяются природные материалы на основе глин. Эта керамика получается путем спекания смеси пластичных и отошающих материалов, а глина или каолин используются в качестве пластических компонентов. Глина состоит из различных минералов, включая каолинит $Al_4[Si_4O_{10}](OH)_8$, монтмориллонит, монотермит и галлуазит (гидросиликаты состава $mAl_2O_3 \cdot nSiO_2 \cdot pH_2O$). В зависимости от степени огнеупорности, глины делятся на огнеупорные, тугоплавкие и легкоплавкие. В керамической промышленности используют отошающие материалы, такие как кварцевый песок, шамот и шлаки, а также плавни, например, полевые шпаты и пегматиты. Керамизация РАО обычно не требуется, так как легкоплавкие компоненты уже содержатся в отходах. В мире, в том числе в России (РИАН, Радон), существует множество разработок в области керамизации низко-, средне- и высокоактивных отходов благодаря доступности и дешевизне сырья. В керамику на основе глин можно включать как жидкие, так и твердые РАО, включая золы от установок сжигания, загрязненную почву, сорбенты и прочие материалы.

Техническая керамика изготавливается из порошкообразных оксидов или кислородных солей. Ее можно разделить на мономинеральную и полиминеральную, причем вторая используется чаще при кондиционировании РАО, поскольку мономинеральную керамику сложно создать, включающую все компоненты РАО. Несмотря на это, NZP считается единственной керамикой, которая способна включить все спектры радионуклидов РАО. Для инкорпорирования отдельных фракций ВАО, таких как долгоживущая (актинидная) фракция и оружейный плутоний, можно использовать мономинеральную керамику, такую как цирконолитовую, пирохлоровую или муратаитовую керамику.

Керамический материал под названием Synroc, разработанный в Австралии в 1970-х годах, представляет собой эффективное средство для связывания нефракционированных высокоактивных отходов (ВАО). Он обладает способностью включать долгоживущие радионуклиды в кристаллическую структуру керамики путем замещения ионов растворителя,

что делает его схожим с природными минералами. Synroc состоит из смеси твердых растворов на основе титанатов и цирконатов, и его степень устойчивости к процессам выщелачивания значительно превышает стеклянные матрицы на несколько порядков. Композиция Synroc может быть изменена в зависимости от требуемых связываемых материалов.

Исходно, Synroc-A включал несколько минералов, таких как цирконолит, перовскит, голландит, цельзиан, лейцит и кальсилит. Путем плавления и медленного охлаждения при 1300°C была достигнута фиксация большинства радионуклидов ВАО в различных компонентах Synroc-A. Впоследствии состав был упрощен до трех целевых минералов - цирконолита, перовскита и голландита, и полученный материал был назван Synroc-B. Был также разработан Synroc-C, предназначенный для иммобилизации отходов коммерческих реакторов. Synroc-C содержит цирконолит, перовскит, голландит, рутил, металлический сплав, хибонит/ловерингит и титанат кальция-алюминия (САТ-фазы). Улучшение технологии производства Synroc-C позволило оптимизировать условия горячего прессования.

Кроме Synroc, существуют и другие полифазные керамики, включая те, которые состоят из нефелина, шпинелей, магнетоплюмбита, цирконолита, перовскита, аморфной фазы, муратаита и гаюина. Эти материалы имеют сходство с Synroc-D в фазовом составе. Однако только Synroc, NZP-керамика и керамика на основе цирконолита, пирохлора или муратаита имеют большие шансы на практическое использование. Монацитовая керамика также показывает потенциал для аккумуляции определенных радионуклидов.

Последние исследования сфокусированы на разработке стеклокристаллических материалов. Были созданы стеклокерамики на основе различных соединений, таких как сфена, диопсид, цельзиан и фресноит, а также материалы с разным фазовым составом из природного и техногенного сырья. Эти материалы обладают высокой механической прочностью, химической и радиационной устойчивостью.

В целом, Synroc и другие керамические материалы представляют собой

эффективные и стабильные средства для иммобилизации радиоактивных отходов. Они обеспечивают высокую степень удержания радионуклидов на протяжении длительного времени, а также снижают объем отходов и предотвращают выщелачивание радионуклидов в окружающую среду.

Глава 2 Распределение радионуклидов в матричных материалах в зависимости от времени

2.1 Элементарная теория смещения

Один из главных критериев при выборе матричного материала для хранения радиоактивных отходов — это его способность удерживать радионуклиды внутри материала на протяжении длительного периода времени. Однако, даже при наличии материала с высокой способностью удерживать радионуклиды, с течением времени происходит процесс выхода радионуклидов из матричного материала.

В процессе выхода радионуклидов из матричного материала происходит диффузия радионуклидов через матричный материал, их выход из материала в раствор или газовую фазу, а также процессы, связанные с изменением материала, такие как деградация материала или изменение его свойств.

Один из основных факторов, влияющих на процесс выхода радионуклидов, это радиационное воздействие. Радиационное воздействие может вызывать изменение свойств материала, таких как механическая прочность, теплопроводность, электропроводность, а также приводить к изменению структуры материала. В результате этих изменений может происходить ускоренный процесс выхода радионуклидов из материала.

Еще одним фактором, влияющим на процесс выхода радионуклидов, является химический состав материала. Некоторые химические элементы могут образовывать сложные соединения с радионуклидами, что может замедлить процесс выхода радионуклидов из материала. Однако, некоторые материалы могут быть более склонны к выходу радионуклидов, например, если они имеют высокую поверхностную энергию или слабую связь с радионуклидами.

Также важным фактором является температура окружающей среды. При повышенной температуре матричный материал может терять свои свойства, что может способствовать более интенсивному процессу выхода

радионуклидов. Также высокие температуры могут вызывать преобразование материала, что в свою очередь может изменять процессы выхода радионуклидов.

Одним из перспективных матричных материалов, использование которого может снизить процесс выхода радионуклидов, является алюминат неодима. Этот материал представляет собой кристаллический материал, в котором ионы неодима встраиваются в кристаллическую решетку алюмината. Он обладает высокой термической и химической стойкостью, а также высокой плотностью, что делает его привлекательным материалом для хранения радиоактивных отходов.

Предполагается, что алюминат неодима может удерживать радионуклиды внутри своей кристаллической решетки на протяжении длительного периода времени, что делает его перспективным матричным материалом для захоронения радиоактивных отходов.

2.2 Диффузия

Диффузия — это ключевое явление для возможного повторного извлечения радионуклидов из керамических отходов. Диффузия — это перемещение атомов из областей с высокой концентрацией (форма отходов) в области с более низкой концентрацией (контейнер, природа и т.д.). Чаще всего это происходит через дефекты кристаллической решетки. Твердые материалы имеют организованную систему конфигурации атомов. Когда атом отсутствует или не имеет конфигурации, это называется дефектом решетки. Три важных дефекта решетки — это вакансии, границы зерен и интерстиции. Вакансии (как можно предположить) — это пустые места для атомов. Атом, находящийся рядом с вакансией, может двигаться, если он приобретает достаточно энергии (например, тепловой), чтобы протиснуться мимо своих соседей [57]. Граница зерна — это граница, на которой сходятся два зерна. Здесь обычно происходит диффузия, поскольку атомы на этой границе не так

плотно упакованы, как зерна материала. Интерстиции — это промежутки между участками атомов. Это может произойти, когда область перегружена. Межстициальная диффузия наиболее распространена при диффузии двух (или более) элементов, когда атомы одного (или более) элемента меньше атомов других элементов. Меньшие атомы позволяют элементу более свободно перемещаться в междоузлиях, чем большие атомы. Атомы перемещаются через эти дефекты решетки, потому что они постоянно колеблются. Чем выше частота колебаний, тем выше вероятность перемещения участков решетки. Эта зависимость может быть смоделирована уравнением типа Аррениуса.

$$f = f_0 \exp\left(\frac{-Q}{kT}\right), \quad (2.1)$$

где f - число смещений в секунду;

f_0 - константа, зависящая от числа эквивалентных соседних участков и от частоты;

Q – активация;

k - постоянная Больцмана.

Все эти виды диффузии обусловлены градиентами концентрации. Для описания этого можно использовать законы Фика. Первый закон Фика гласит:

$$J = -D\nabla C, \quad (2.2)$$

где D – коэффициент диффузии;

∇ - оператор Набла;

C - концентрация.

Коэффициент диффузии – это среднее расстояние, пройденное атомом за единицу времени. Это соотношение возможно решить, если известно уравнение коэффициента диффузии.

$$D = D_0 \exp\left(\frac{-Q}{kT}\right), \quad (2.3)$$

Где видно, что предэкспоненциальный коэффициент $D_0 \approx f_0$, также известно следующее выражение:

$$D_0 = \frac{1}{3}\lambda L, \quad (2.4)$$

где λ – средняя траектория пробега частицы в материале;

L - длина материала.

Для определения коэффициента диффузии была, использована программа LAMMPS. Large-scale Atomic/Molecular Massively Parallel Simulator - это программный пакет для моделирования молекулярной и атомной динамики с использованием метода частиц. Он предоставляет возможность исследовать различные физические и химические явления на атомарном уровне и моделировать системы с миллионами атомов.

С помощью кода, описанного в работе [58], были произведены вычисления. Вычисления происходят по следующим шагам:

- Инициализация системы и выбор единиц измерения.
- Определение атомов и параметров системы путем чтения файла данных, содержащего информацию о системе.
- Установка взаимодействия между атомами материала и радионуклида.
- Определение группы атомов, соответствующих радионуклиду.
- Задание параметров симуляции, включая временной шаг и выбор алгоритма интегрирования.
- Выполнение симуляции для достижения равновесия системы.
- Применение метода Ланжевена к атомам радионуклида с заданными параметрами, например, температурой и временной константой.
- Вычисление коэффициента диффузии с использованием формулы, которая зависит от среднеквадратичного смещения атомов радионуклида во времени.
- Вывод полученного значения коэффициента диффузии.

После выполнения расчетов были получены следующие значения коэффициентов диффузии, представленные в таблице 2.1.

Таблица 2.1 – Значения коэффициентов диффузии в алюминате неодима, рассчитанные в LAMMPS

Радиоизотоп	Cs ¹³⁵	I ¹²⁹	Np ²³⁷	Pu ²³⁹	U ²³⁵	Tc ⁹⁹
Коэффициент диффузии, м ² /с	1,5·10 ⁻¹¹	7,5·10 ⁻¹²	4,0·10 ⁻¹⁴	3,7·10 ⁻¹⁴	1,5·10 ⁻¹⁴	1,2·10 ⁻¹³

2.3 Модель выхода радионуклидов из матричного материала

Модель выхода радионуклидов из матричного материала описывает процесс, при котором радионуклиды высвобождаются из матричного материала, в котором они были заключены, и попадают в окружающую среду. Эта модель имеет большое значение в ядерной технике и ядерной безопасности, так как позволяет оценить вероятность выхода радионуклидов из материала и прогнозировать возможные последствия для окружающей среды и здоровья человека.

Модель основана на ряде предположений и упрощений. Считается, что радионуклиды находятся в матричном материале в виде точечных источников и имеют некоторую начальную концентрацию. Выход радионуклидов из материала происходит путем диффузии и выщелачивания через поры и трещины, а также через поверхность материала под действием грунтовых вод.

Моделирование выхода радионуклидов из матричного материала является важным инструментом для понимания и прогнозирования их поведения в различных средах, таких как ядерные реакторы или хранилища радиоактивных отходов. В данной модели рассмотрен кубический образец размером 1х1х1 метр, в котором находятся радионуклиды: Cs¹³⁵, I¹²⁹, Np²³⁷, Pu²³⁹, U²³⁵, Tc⁹⁹. Предполагается, что радионуклиды равномерно распределены в материале. Моделирование процесса выхода радионуклидов из материала будет путем решения одномерного уравнения массопереноса. Уравнение массопереноса имеет следующий вид:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D\left(\frac{\partial^2 C}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 C}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 C}{\partial z^2}\right) - \lambda C, \quad (2.5)$$

где C – концентрация радионуклидов в матрице;
 D – коэффициент диффузии;
 λ – постоянная распада;
 t – время.

Для моделирования процесса выхода радионуклидов уравнение приняло следующий вид:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} - v \frac{\partial C}{\partial x} - \lambda C, \quad (2.6)$$

где C – концентрация радионуклидов в матрице;
 D – коэффициент диффузии;
 λ – постоянная распада;
 t – время;
 v – скорость выщелачивания.

Первый член уравнения описывает процесс диффузии, который приводит к перемещению выщелачиваемого вещества в пространстве. Второй член уравнения описывает скорость выщелачивания, которая зависит от скорости потока выщелачивающей жидкости. Третий член уравнения описывает скорость радиоактивного распада выщелачиваемого вещества.

Начальные условия были выбраны следующие:

- $C_0 = 10^{10}$ ядер/см³;
- $C(x;0) = 10^{10}$ ядер/см³.

Граничные условия были выбраны следующие:

- $C(0;t) = 10^{10}$ ядер/см³;

Численное моделирование диффузии радионуклидов в матричном материале выполняли с помощью программного кода, написанного на языке программирования PYTHON, представленный в приложении Б. Данный код может служить для аналитических и вычислительных исследований для моделирования течения многофазных потоков и массопереноса в пористых средах с различной степенью насыщения.

Результатами моделирования являются концентрации радионуклидов во всем материале.

2.4 Верификация разработанной модели

Для подтверждения разработанной математической модели была выбрана модель из работы математическое моделирование иммобилизации радионуклидов Cs¹³⁷ и Co⁶⁰ в бетоне [59]. В работе использовалось уравнение массопереноса следующего вида:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} - v \frac{\partial C}{\partial x} \left(\frac{C}{K_d \rho + n} \right) - \lambda C, \quad (2.7)$$

где C – концентрация радионуклидов в матрице;

D – коэффициент диффузии;

λ – постоянная распада;

t – время;

v – скорость выхода радионуклидов;

K_d – коэффициент распределения;

ρ – плотность материала;

n – активная пористость.

Начальные условия были выбраны следующие:

– $C_0 = 10^{10}$ ядер/см³;

– $C(x;0) = 10^{10}$ ядер/см³.

Граничные условия были выбраны следующие:

– $C(0;t) = 10^{10}$ ядер/см³;

Основываясь на данных из работы были проведены расчеты выхода Cs¹³⁷ в течении 10 лет на периферии силикатного стекла R7/T7.

На рисунке 2.1 представлены графики зависимости изменения концентрации радионуклида Cs¹³⁷ в течении 10 лет.

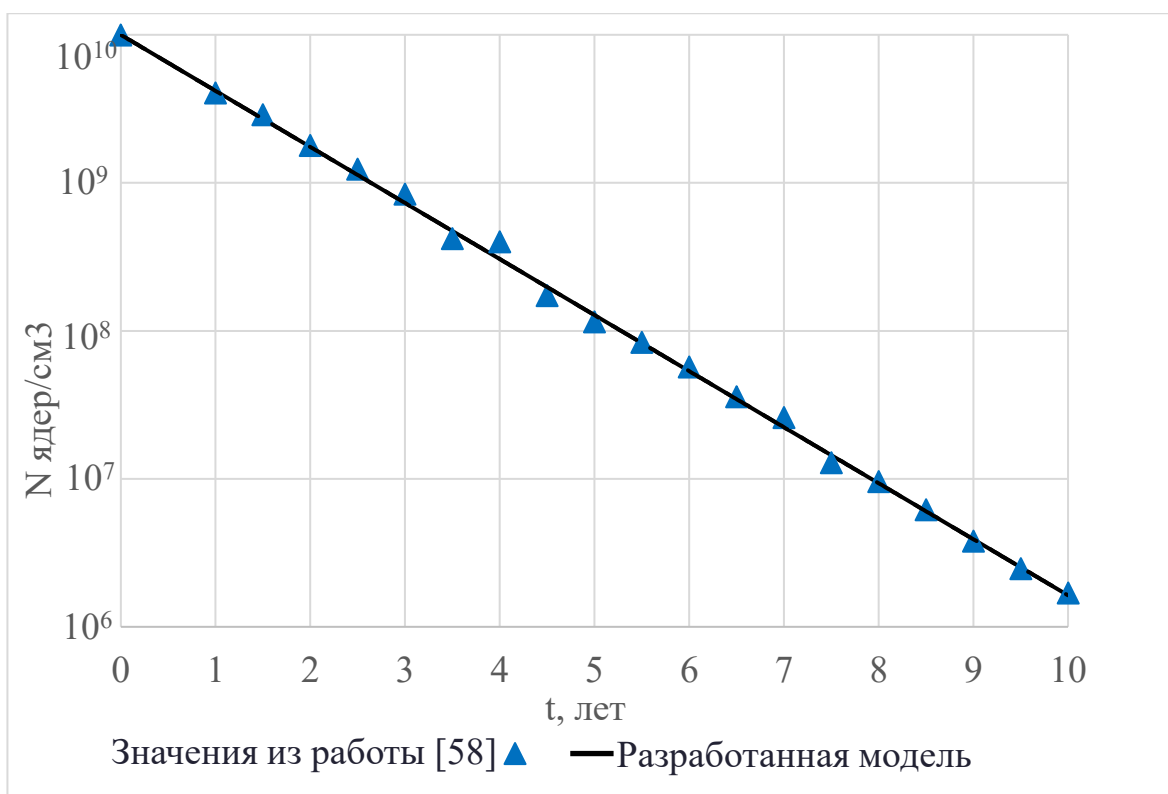


Рисунок 2.1 Изменение концентрации Cs¹³⁷ в бетоне в течении 10 лет

Расхождение между полученными результатами отличается незначительно, погрешность составляет не более 8 %.

2.5 Моделирование выхода радионуклидов в матричном материале NdAlO₃

Для определения изменения концентрации радионуклидов Cs¹³⁵, I¹²⁹, Np²³⁷, Pu²³⁹, U²³⁵, Tc⁹⁹ необходимо знать: коэффициенты диффузии (рассчитанные в разделе 2.1), представленные в таблице 2.1 и скорость выщелачивания [60], постоянные распада (взяты из базы данных NIST) представленные в таблице 2.2.

Таблица 2.2 – Значения постоянных распада

Параметр	Значение
Скорость выщелачивания, $\frac{\Gamma}{\text{см}^2 \cdot \text{сут}}$	$2,46 \cdot 10^{-9}$
Постоянная распада Pu ²³⁹ , лет ⁻¹	$2,89 \cdot 10^{-5}$
Постоянная распада Tc ⁹⁹ , лет ⁻¹	$3,30 \cdot 10^{-6}$

Продолжение таблицы 2.2

Постоянная распада Cs ¹³⁵ , лет ⁻¹	3,30·10 ⁻⁷
Параметр	Значение
Постоянная распада Np ²³⁷ , лет ⁻¹	3,15·10 ⁻⁷
Постоянная распада I ¹²⁹ , лет ⁻¹	4,08·10 ⁻⁹
Постоянная распада U ²³⁵ , лет ⁻¹	9,84·10 ⁻¹⁰

Используя программный код и значения из таблицы 2.2 получили следующие значения, представленные в таблице 2.3.

Таблица 2.3 значения концентраций радионуклидов в матричных материалах при имитации захоронения

Радионуклид Pu ²³⁹					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	7,48E+09	3,33E+09	5,50E+08	1,36E+08	2,47E+07
20	5,60E+09	1,11E+09	3,03E+07	1,84E+06	6,14E+04
30	4,19E+09	3,69E+08	1,67E+06	2,50E+04	1,52E+02
40	3,13E+09	1,23E+08	9,17E+04	3,39E+02	5,20E-01
50	2,85E+09	1,49E+07	6,04E+03	4,25E+00	3,70E-02
Радионуклид Tc ⁹⁹					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,72E+09	8,95E+09	7,55E+09	6,50E+09	5,48E+09
20	9,45E+09	8,02E+09	5,71E+09	4,23E+09	3,01E+09
30	9,19E+09	7,18E+09	4,31E+09	2,75E+09	1,65E+09
40	8,94E+09	6,44E+09	3,26E+09	1,79E+09	9,07E+08

Продолжение таблицы 2.3

50	8,69E+09	5,01E+09	2,46E+09	1,16E+09	5,07E+08
Радионуклид Cs ¹³⁵					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,76E+09	9,09E+09	7,85E+09	6,90E+09	5,96E+09
20	9,52E+09	8,27E+09	6,17E+09	4,77E+09	3,56E+09
30	9,30E+09	7,52E+09	4,85E+09	3,29E+09	2,12E+09
40	9,08E+09	6,84E+09	3,81E+09	2,27E+09	1,26E+09
50	8,86E+09	5,73E+09	2,99E+09	1,57E+09	7,57E+08
Радионуклид Np ²³⁷					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,83E+09	9,38E+09	8,50E+09	7,79E+09	7,06E+09
20	9,68E+09	8,80E+09	7,22E+09	6,07E+09	4,98E+09
30	9,52E+09	8,25E+09	6,14E+09	4,73E+09	3,52E+09
40	9,37E+09	7,74E+09	5,22E+09	3,68E+09	2,48E+09
50	9,22E+09	6,86E+09	4,43E+09	2,87E+09	1,75E+09
Радионуклид I ¹²⁹					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,92E+09	9,71E+09	9,29E+09	8,94E+09	8,55E+09
20	9,85E+09	9,44E+09	8,64E+09	7,99E+09	7,31E+09

Продолжение таблицы 2.3

30	9,78E+09	9,17E+09	8,03E+09	7,15E+09	6,26E+09
40	9,71E+09	8,91E+09	7,47E+09	6,39E+09	5,35E+09
50	9,64E+09	8,46E+09	6,94E+09	5,71E+09	4,58E+09
Радионуклид U ²³⁵					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,97E+09	9,91E+09	9,77E+09	9,66E+09	9,53E+09
20	9,95E+09	9,82E+09	9,56E+09	9,33E+09	9,08E+09
30	9,93E+09	9,73E+09	9,35E+09	9,01E+09	8,66E+09
40	9,91E+09	9,65E+09	9,15E+09	8,71E+09	8,25E+09
50	9,88E+09	9,56E+09	8,94E+09	8,41E+09	7,86E+09

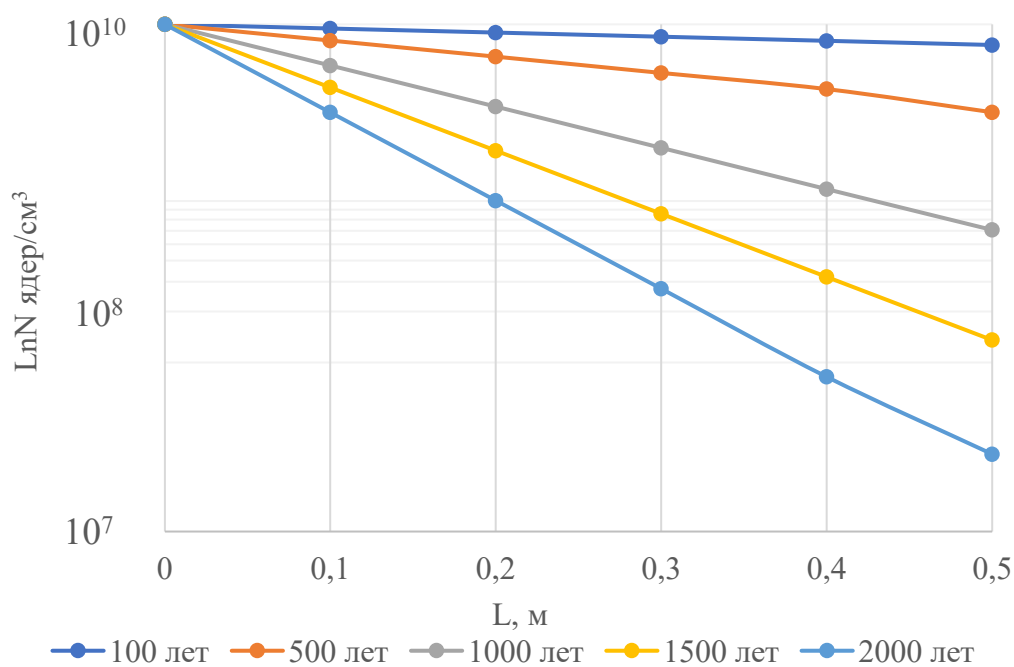


Рисунок 2.2 Изменение концентрации радионуклида Pu²³⁹

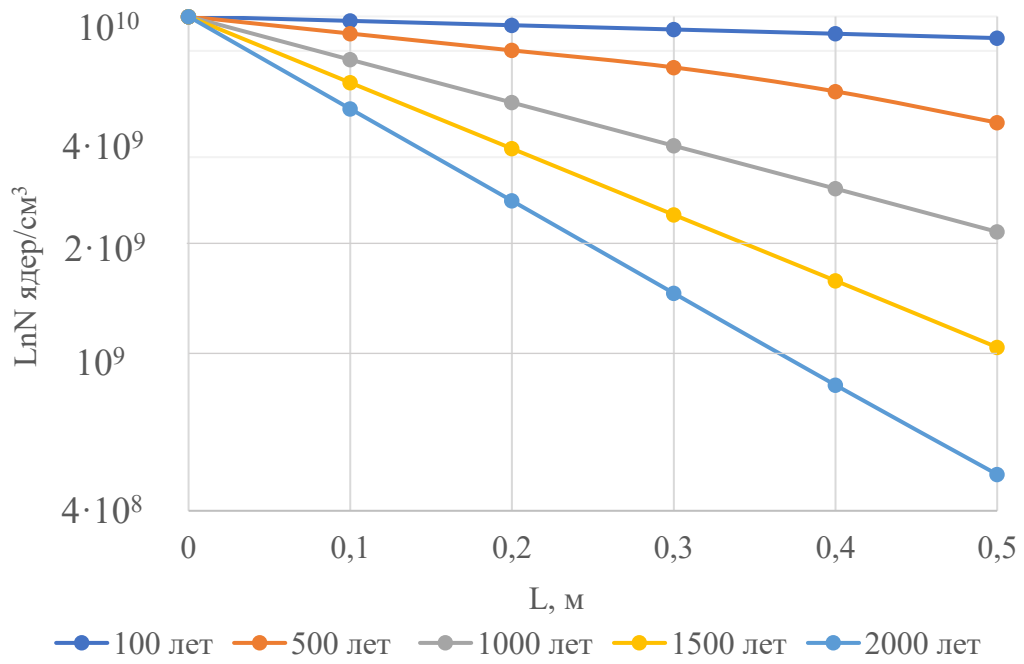


Рисунок 2.3 Изменение концентрации радионуклида Tc⁹⁹

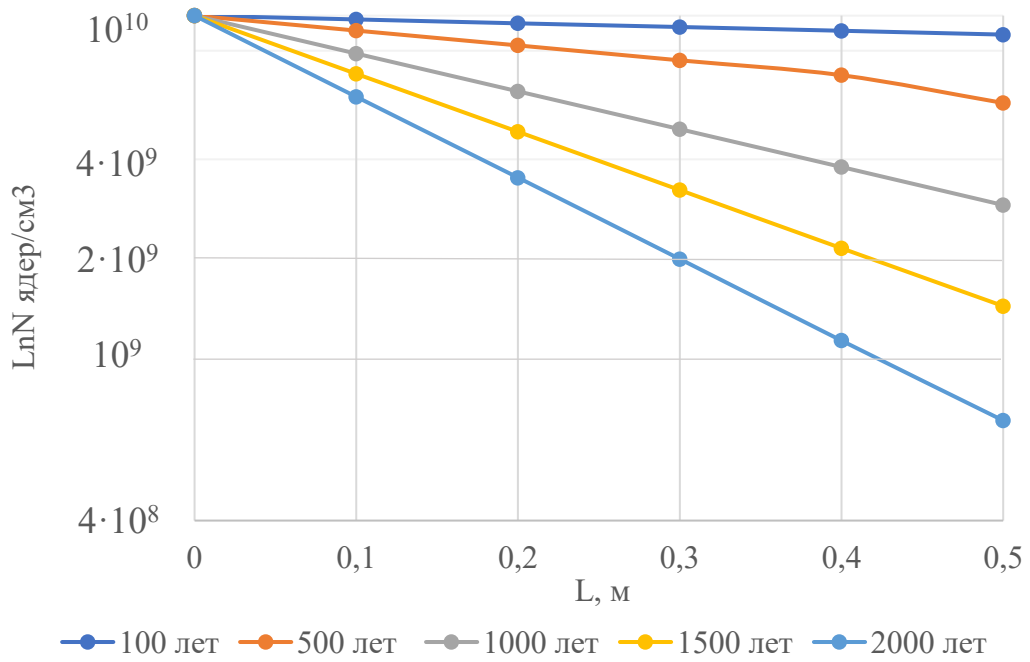


Рисунок 2.4 Изменение концентрации радионуклида Cs¹³⁵

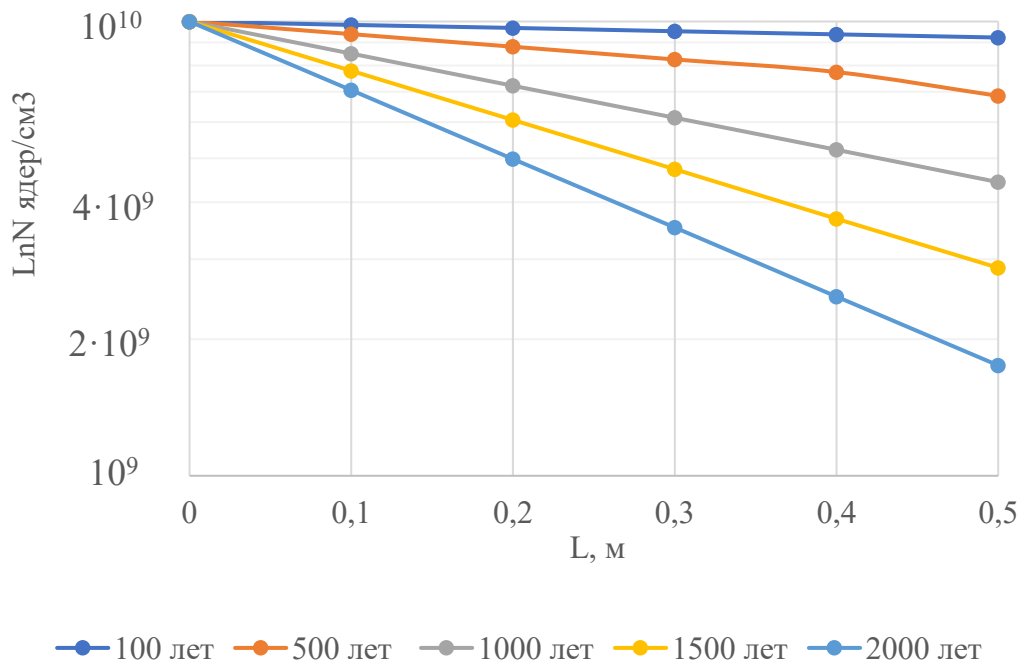


Рисунок 2.5 Изменение концентрации радионуклида Np²³⁷

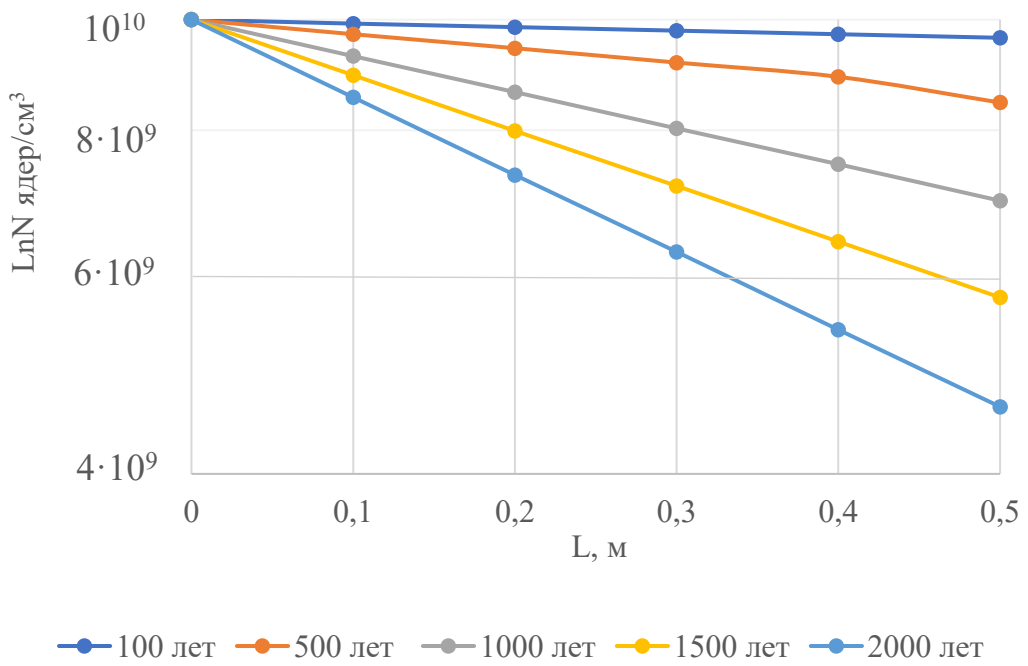


Рисунок 2.6 Изменение концентрации радионуклида I¹²⁹

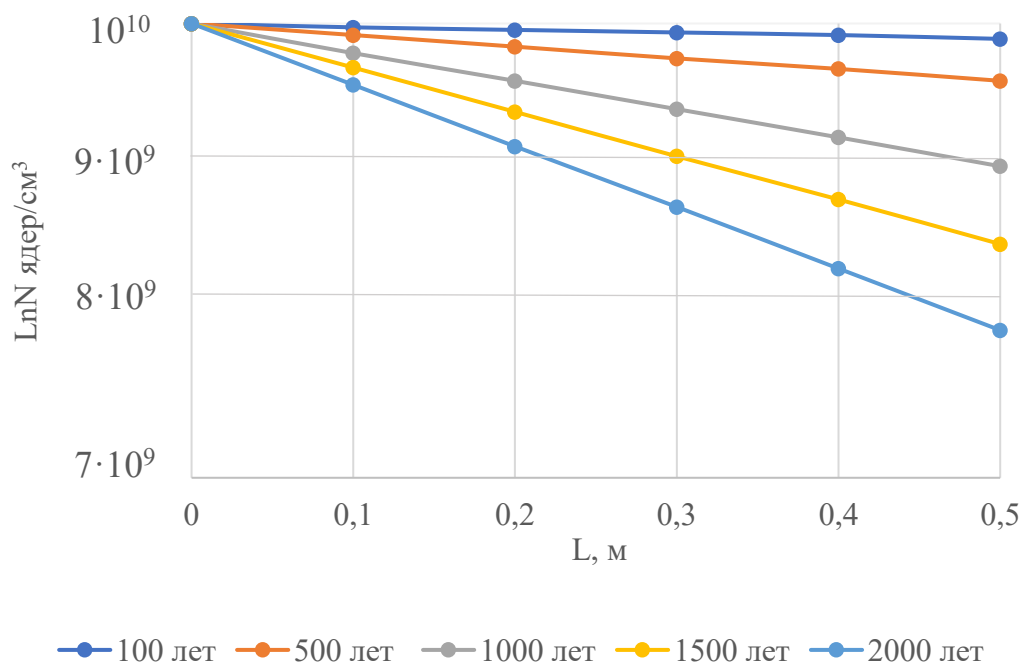


Рисунок 2.7 Изменение концентрации радионуклида U²³⁵

Исходя из полученных результатов можно сделать следующие выводы:

Наиболее сильному выходу из матричного материала подвержены радионуклиды Pu²³⁹ значение концентрации на границе материала спустя 2000 лет составило $2,87 \cdot 10^7$ ядер/см³.

Лучше всего алюминат неодима удерживал радионуклиды I¹²⁹, U²³⁵ значения концентраций составили $4,58 \cdot 10^9$ ядер/см³ и $8,94 \cdot 10^9$ ядер/см³ соответственно.

2.6 Моделирование выхода радионуклидов в силикатном стекле, производимом на предприятии ФГУП «Радон»

Силикатное стекло ФГУП Радон используется для иммобилизации радиоактивных отходов (РАО). Это специальный вид стекла, созданный для захвата радионуклидов и их безопасной фиксации в стеклянной матрице. Силикатное стекло содержит около 60-70% SiO₂, а также CaO, Na₂O и другие добавки, которые определяют его физические и химические свойства.

Процесс иммобилизации РАО в силикатное стекло ФГУП Радон происходит при высоких температурах (более 1000 °С). Радиоактивные отходы смешиваются с плавленным стеклом, после чего смесь охлаждается до комнатной температуры. В процессе охлаждения стекло затвердевает, захватывая радиоактивные элементы и превращая их в нераспадающиеся соединения, заключенные внутри стекла.

Для моделирования необходимо определить коэффициент диффузии для радионуклидов Cs¹³⁵, I¹²⁹, Np²³⁷, Pu²³⁹, U²³⁵, Tc⁹⁹. Значение коэффициентов можно найти в работе Радиационные повреждения в силикатных стеклах[61].

Таблица 2.4 – Значения коэффициента диффузии и постоянной распада

Параметр	Значение
Скорость выщелачивания, $\frac{\Gamma}{\text{см}^2 \cdot \text{сут}}$	$7,13 \cdot 10^{-7}$
Коэффициент диффузии Pu ²³⁹ , м ² /с	$9,5 \cdot 10^{-11}$
Коэффициент диффузии Tc ⁹⁹ , м ² /с	$4,5 \cdot 10^{-12}$
Коэффициент диффузии Cs ¹³⁵ , м ² /с	$1,2 \cdot 10^{-9}$
Коэффициент диффузии Np ²³⁷ , м ² /с	$5,0 \cdot 10^{-12}$
Коэффициент диффузии I ¹²⁹ , м ² /с	$0,85 \cdot 10^{-10}$
Коэффициент диффузии U ²³⁵ , м ² /с	$0,85 \cdot 10^{-12}$
Постоянная распада Pu ²³⁹ , лет ⁻¹	$2,89 \cdot 10^{-5}$
Постоянная распада Tc ⁹⁹ , лет ⁻¹	$3,30 \cdot 10^{-6}$
Постоянная распада Cs ¹³⁵ , лет ⁻¹	$3,30 \cdot 10^{-7}$
Постоянная распада Np ²³⁷ , лет ⁻¹	$3,15 \cdot 10^{-7}$
Постоянная распада I ¹²⁹ , лет ⁻¹	$4,08 \cdot 10^{-9}$
Постоянная распада U ²³⁵ , лет ⁻¹	$9,84 \cdot 10^{-10}$

Используя программный код и значения из таблицы 2.4 получили следующие значения, представленные в таблице 2.5.

Таблица 2.5 – значения концентраций радионуклидов в матричных материалах при имитации захоронения

Радионуклид Pu ²³⁹					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,41E+09	7,48E+09	5,43E+09	3,98E+09	2,89E+09
20	8,85E+09	5,59E+09	2,95E+09	1,58E+09	8,37E+08
30	8,32E+09	4,18E+09	1,60E+09	6,32E+08	2,42E+08
40	7,83E+09	3,13E+09	8,71E+08	2,52E+08	7,01E+07
50	7,37E+09	2,35E+09	4,73E+08	1,01E+08	2,02E+07
Радионуклид Tc99					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,69E+09	8,65E+09	7,37E+09	6,31E+09	5,37E+09
20	9,40E+09	7,48E+09	5,43E+09	3,98E+09	2,89E+09
30	9,12E+09	6,47E+09	4,00E+09	2,51E+09	1,55E+09
40	8,85E+09	5,59E+09	2,95E+09	1,58E+09	8,37E+08
50	8,58E+09	4,84E+09	2,17E+09	1,00E+09	4,26E+08
Радионуклид Cs ¹³⁵					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,74E+09	8,82E+09	7,69E+09	6,73E+09	5,86E+09
20	9,48E+09	7,79E+09	5,91E+09	4,53E+09	3,44E+09
30	9,24E+09	6,87E+09	4,55E+09	3,05E+09	2,01E+09

Продолжение таблицы 2.5

40	9,00E+09	6,07E+09	3,50E+09	2,05E+09	1,19E+09
50	8,77E+09	5,36E+09	2,69E+09	1,38E+09	6,55E+08
Радионуклид Np237					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,82E+09	9,19E+09	8,37E+09	7,65E+09	6,97E+09
20	9,65E+09	8,45E+09	7,02E+09	5,86E+09	4,87E+09
30	9,48E+09	7,77E+09	5,88E+09	4,49E+09	3,40E+09
40	9,31E+09	7,14E+09	4,92E+09	3,43E+09	2,37E+09
50	9,15E+09	6,56E+09	4,12E+09	2,63E+09	1,65E+09
Радионуклид I ¹²⁹					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,91E+09	9,60E+09	9,18E+09	8,79E+09	8,40E+09
20	9,81E+09	9,22E+09	8,42E+09	7,72E+09	7,06E+09
30	9,74E+09	8,85E+09	7,73E+09	6,79E+09	5,94E+09
40	9,66E+09	8,50E+09	7,10E+09	5,97E+09	4,99E+09
50	9,58E+09	8,16E+09	6,52E+09	5,25E+09	4,19E+09
Радионуклид U235					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,96E+09	9,85E+09	9,69E+09	9,55E+09	9,39E+09

Продолжение таблицы 2.5

20	9,93E+09	9,71E+09	9,40E+09	9,12E+09	8,83E+09
30	9,90E+09	9,57E+09	9,12E+09	8,71E+09	8,30E+09
40	9,87E+09	9,43E+09	8,85E+09	8,31E+09	7,80E+09
50	9,84E+09	9,30E+09	8,58E+09	7,94E+09	7,33E+09

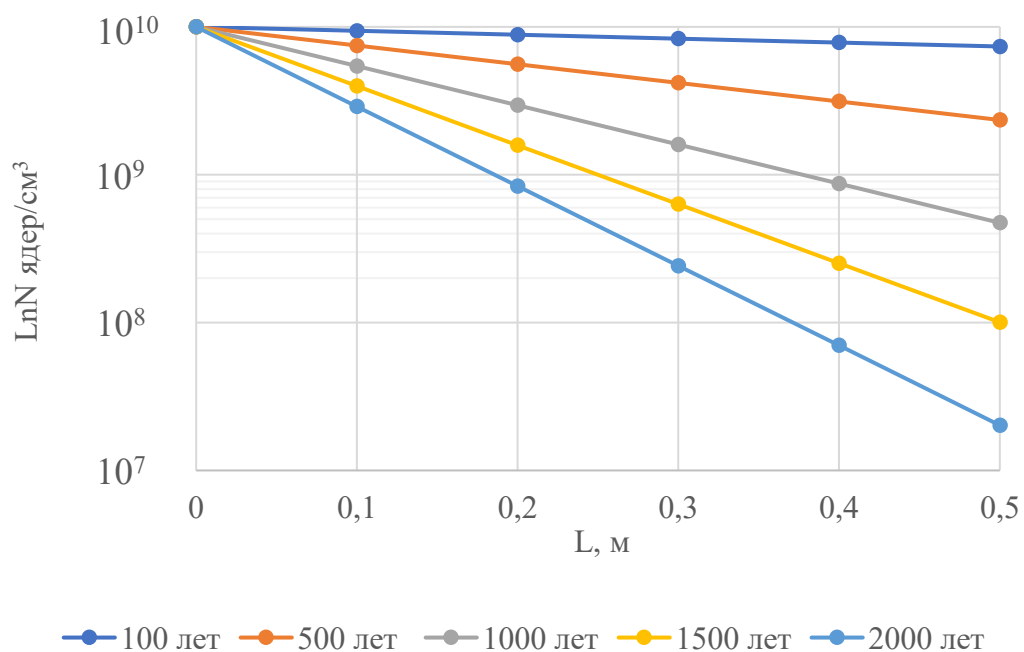


Рисунок 2.8 Изменение концентрации радионуклида Pu²³⁹

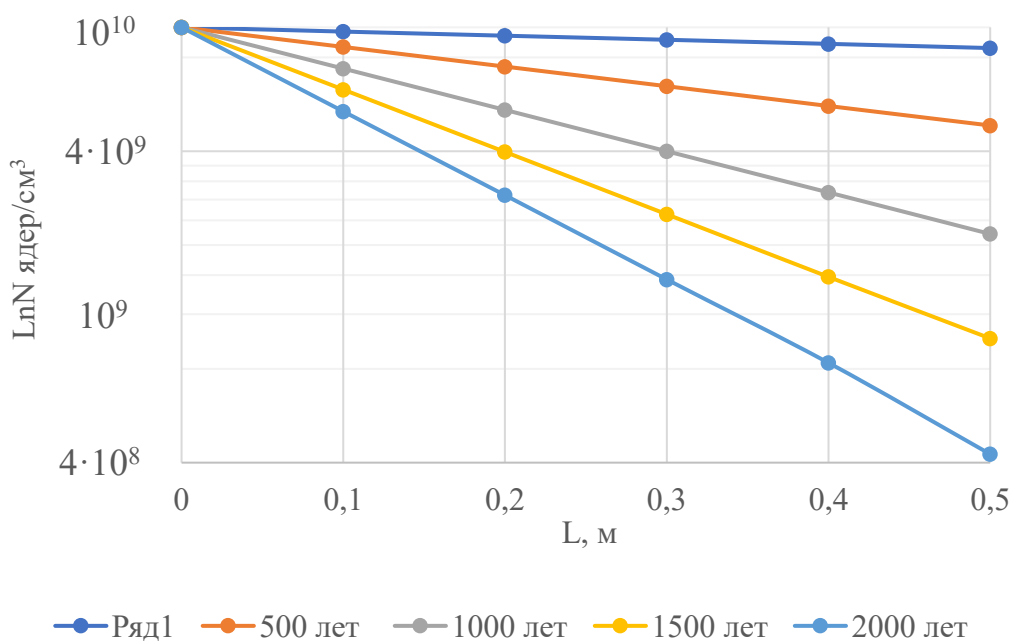


Рисунок 2.9 Изменение концентрации радионуклида Tc⁹⁹

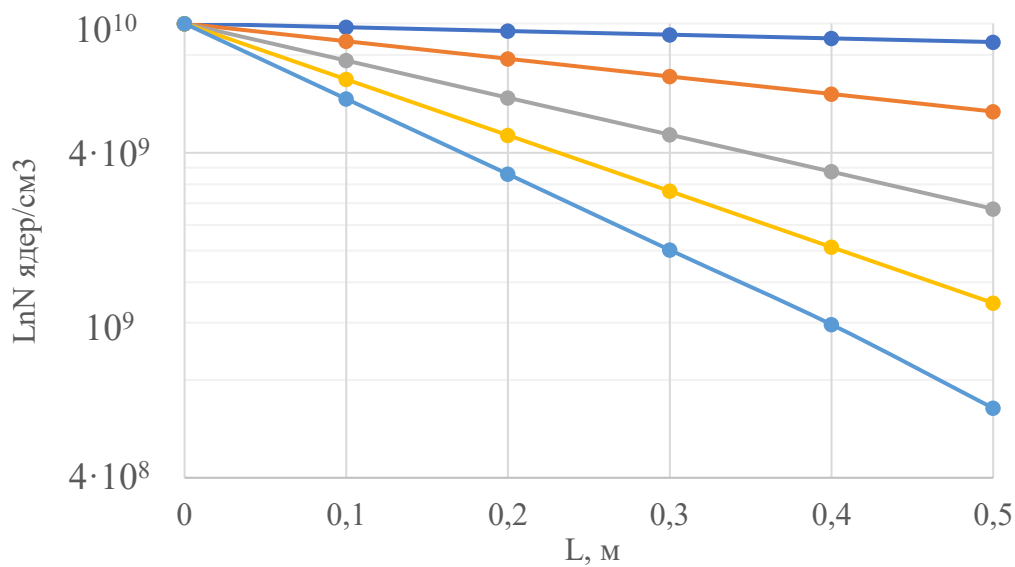


Рисунок 2.10 Изменение концентрации радионуклида Cs¹³⁵

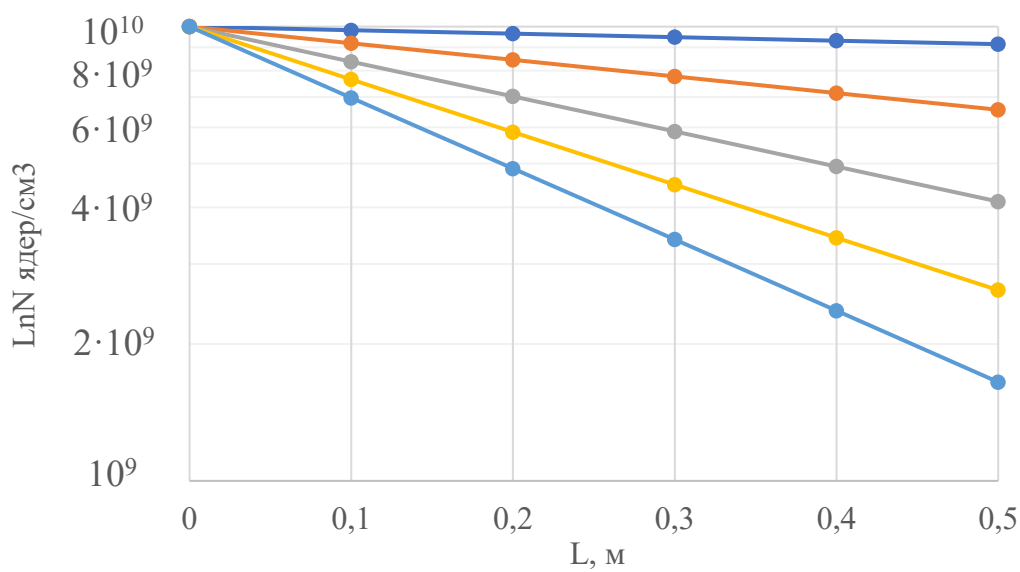


Рисунок 2.11 Изменение концентрации радионуклида Np²³⁷

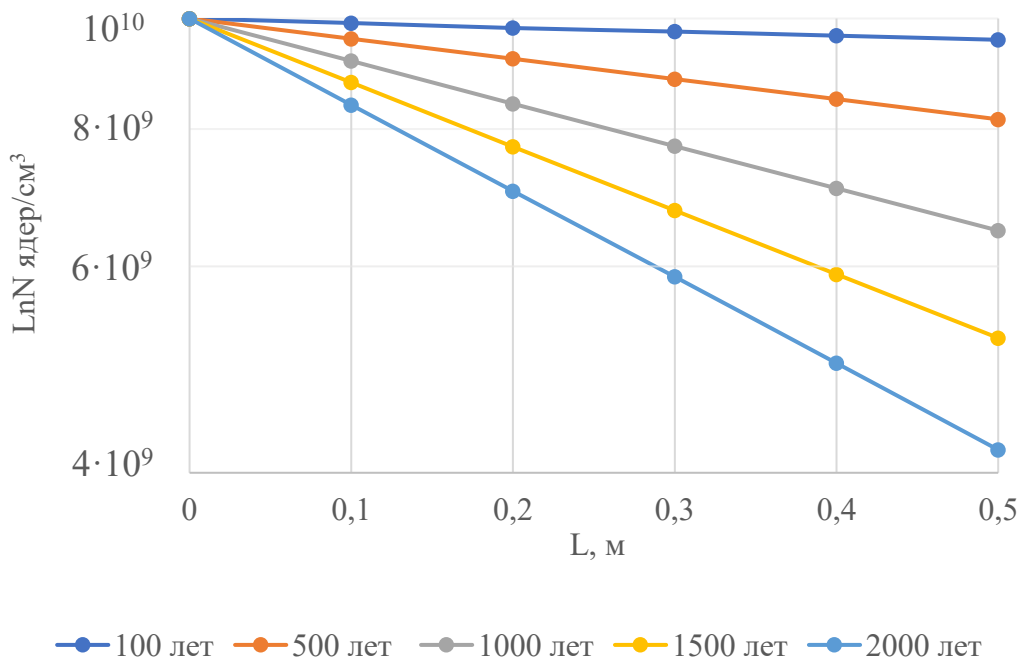


Рисунок 2.12 Изменение концентрации радионуклида I^{129}

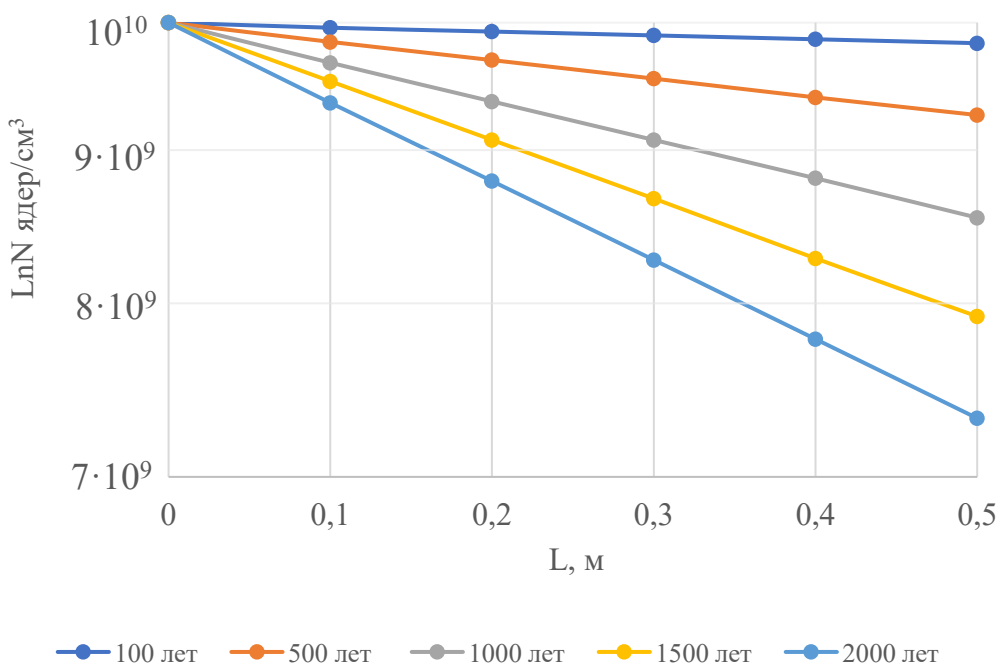


Рисунок 2.13 Изменение концентрации радионуклида U^{235}

Исходя из полученных результатов можно сделать следующие выводы:

Наиболее сильному выходу из матричного материала подвержены радионуклиды Pu^{239} значение концентрации на границе материала спустя 2000 лет составило $2,07 \cdot 10^7$ ядер/см³.

Лучше всего алюминат неодима удерживал радионуклиды I^{129} , U^{235} значения концентраций составили $4,19 \cdot 10^9$ ядер/см³ и $7,33 \cdot 10^9$ ядер/см³ соответственно.

2.7 Моделирование выхода радионуклидов в силикатном стекле (R7/T7), производимом на предприятии во Франции

R7/T7 - это один из типов силикатных стекол, который производится на предприятии Saint-Gobain во Франции. Он используется в различных отраслях, включая иммобилизацию радиоактивных отходов.

Одним из главных преимуществ силикатных стекол является их высокая химическая стойкость, которая позволяет им устойчиво выдерживать воздействие различных сред, в том числе и агрессивных сред, содержащих радионуклиды.

Стоит отметить, что скорость выщелачивания радионуклидов из силикатных стекол является невысокой, что является важным фактором при выборе материала для иммобилизации радиоактивных отходов.

Однако, недостатком силикатных стекол является их достаточно высокая температура плавления, что делает процесс их производства достаточно энергоемким и затратным. Кроме того, силикатные стекла могут быть хрупкими и неустойчивыми к механическим воздействиям, что может быть проблематично при их транспортировке и хранении.

Для моделирования необходимо определить коэффициент диффузии для радионуклидов $Co60$, $Cs137$, $Sr90$, $Tc99$, $Np235$. Значение коэффициентов можно найти в книге Радиационные повреждения в силикатных стеклах [61].

Таблица 2.6 – Значения коэффициента диффузии и постоянной распада

Параметр	Значение
Скорость выщелачивания, $\frac{\Gamma}{\text{см}^2 \cdot \text{сут}}$	$2,57 \cdot 10^{-7}$
Коэффициент диффузии Pu ²³⁹ , м ² /с	$7,6 \cdot 10^{-7}$
Коэффициент диффузии Tc ⁹⁹ , м ² /с	$2,2 \cdot 10^{-11}$
Коэффициент диффузии Cs ¹³⁵ , м ² /с	$3,1 \cdot 10^{-12}$
Коэффициент диффузии Np ²³⁷ , м ² /с	$1,6 \cdot 10^{-9}$
Коэффициент диффузии I ¹²⁹ , м ² /с	$5,7 \cdot 10^{-12}$
Коэффициент диффузии U ²³⁵ , м ² /с	$0,77 \cdot 10^{-10}$
Постоянная распада Pu ²³⁹ , лет ⁻¹	$2,89 \cdot 10^{-7}$
Постоянная распада Tc ⁹⁹ , лет ⁻¹	$3,30 \cdot 10^{-6}$
Постоянная распада Cs ¹³⁵ , лет ⁻¹	$3,30 \cdot 10^{-7}$
Постоянная распада Np ²³⁷ , лет ⁻¹	$3,15 \cdot 10^{-7}$
Постоянная распада I ¹²⁹ , лет ⁻¹	$4,08 \cdot 10^{-9}$
Постоянная распада U ²³⁵ , лет ⁻¹	$9,84 \cdot 10^{-10}$

Используя программный код и значения из таблицы 2.6 получили следующие значения, представленные в таблице 2.7.

Таблица 2.7 – значения концентраций радионуклидов в матричных материалах при имитации захоронения

Радионуклид Pu ²³⁹					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,38E+09	7,29E+09	5,32E+09	3,88E+09	2,83E+09
20	8,81E+09	5,31E+09	2,83E+09	1,50E+09	8,01E+08
30	8,27E+09	3,87E+09	1,51E+09	5,85E+08	2,26E+08
40	7,77E+09	2,82E+09	8,04E+08	2,27E+08	6,42E+07

Продолжение таблицы 2.7

50	7,29E+09	2,05E+09	4,28E+08	8,82E+07	1,81E+07
Радионуклид Tc99					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,68E+09	8,65E+09	7,29E+09	6,23E+09	5,32E+09
20	9,38E+09	7,48E+09	5,32E+09	3,88E+09	2,83E+09
30	9,09E+09	6,47E+09	3,88E+09	2,41E+09	1,50E+09
40	8,81E+09	5,59E+09	2,83E+09	1,50E+09	8,01E+08
50	8,54E+09	4,84E+09	2,07E+09	9,39E+08	4,01E+08
Радионуклид Cs ¹³⁵					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,73E+09	8,72E+09	7,62E+09	6,65E+09	5,81E+09
20	9,47E+09	7,62E+09	5,81E+09	4,43E+09	3,37E+09
30	9,21E+09	6,65E+09	4,43E+09	2,95E+09	1,96E+09
40	8,97E+09	5,80E+09	3,38E+09	1,96E+09	1,14E+09
50	8,73E+09	5,06E+09	2,58E+09	1,30E+09	6,13E+08
Радионуклид Np237					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,81E+09	9,12E+09	8,33E+09	7,60E+09	6,93E+09
20	9,64E+09	8,32E+09	6,93E+09	5,77E+09	4,80E+09

Продолжение таблицы 2.7

30	9,46E+09	7,59E+09	5,78E+09	4,39E+09	3,33E+09
40	9,29E+09	6,93E+09	4,81E+09	3,33E+09	2,31E+09
50	9,12E+09	6,32E+09	4,01E+09	2,56E+09	1,60E+09
Радионуклид I ¹²⁹					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,90E+09	9,53E+09	9,11E+09	8,73E+09	8,35E+09
20	9,81E+09	9,09E+09	8,31E+09	7,63E+09	6,98E+09
30	9,72E+09	8,66E+09	7,57E+09	6,66E+09	5,83E+09
40	9,63E+09	8,26E+09	6,91E+09	5,82E+09	4,87E+09
50	9,54E+09	7,88E+09	6,30E+09	5,08E+09	4,07E+09
Радионуклид U235					
Расстояние от центра, см	Концентрация ядер				
	Спустя 100 лет, ядер/см ³	Спустя 500 лет, ядер/см ³	Спустя 1000 лет, ядер/см ³	Спустя 1500 лет, ядер/см ³	Спустя 2000 лет, ядер/см ³
10	9,96E+09	9,81E+09	9,62E+09	9,44E+09	9,27E+09
20	9,92E+09	9,62E+09	9,27E+09	8,92E+09	8,59E+09
30	9,89E+09	9,44E+09	8,92E+09	8,43E+09	7,96E+09
40	9,84E+09	9,26E+09	8,59E+09	7,96E+09	7,38E+09
50	9,81E+09	9,09E+09	8,27E+09	7,52E+09	6,84E+09

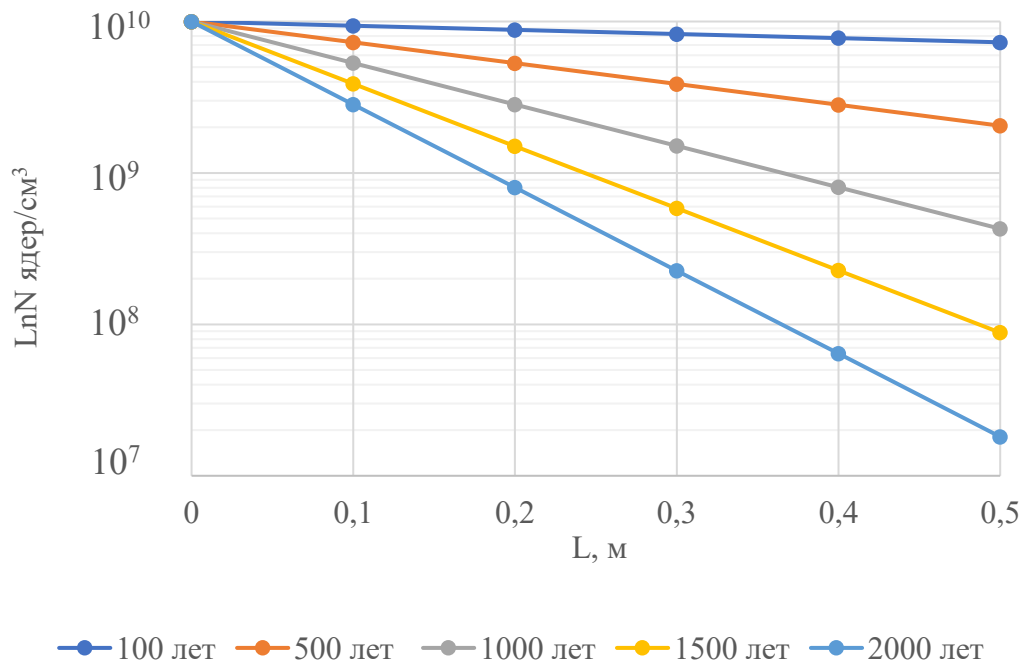


Рисунок 2.14 Изменение концентрации радионуклида Pu²³⁹

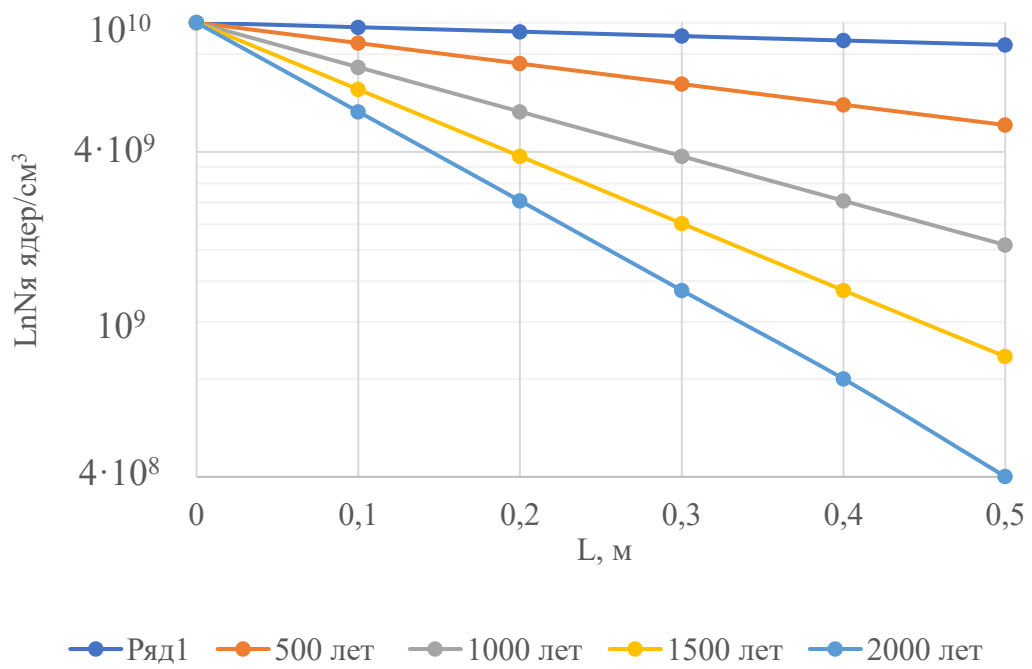


Рисунок 2.15 Изменение концентрации радионуклида Tc⁹⁹

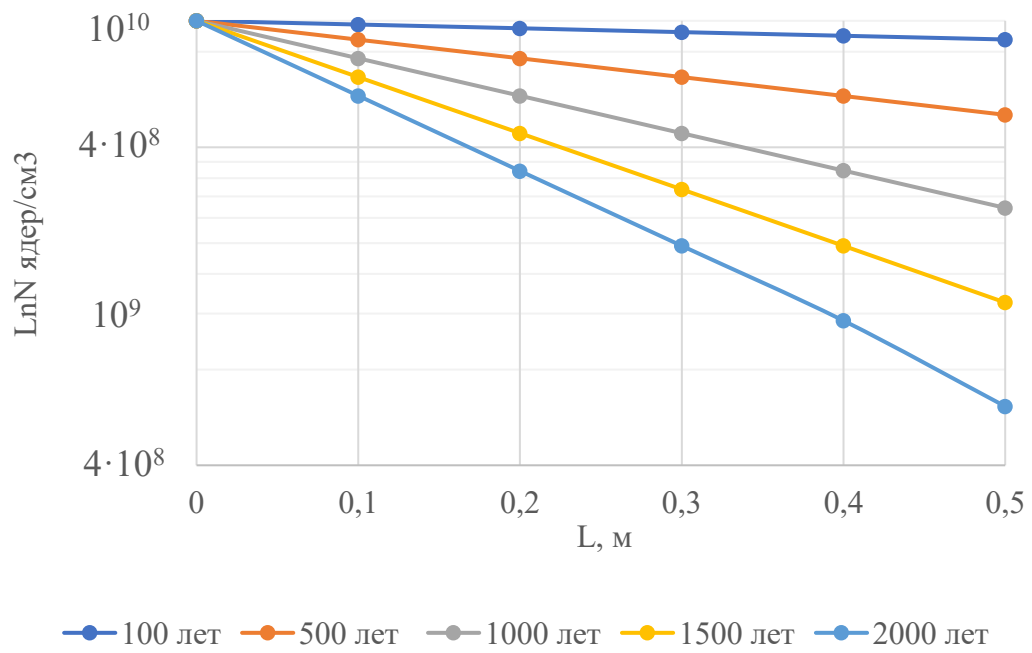


Рисунок 2.16 Изменение концентрации радионуклида Cs¹³⁵

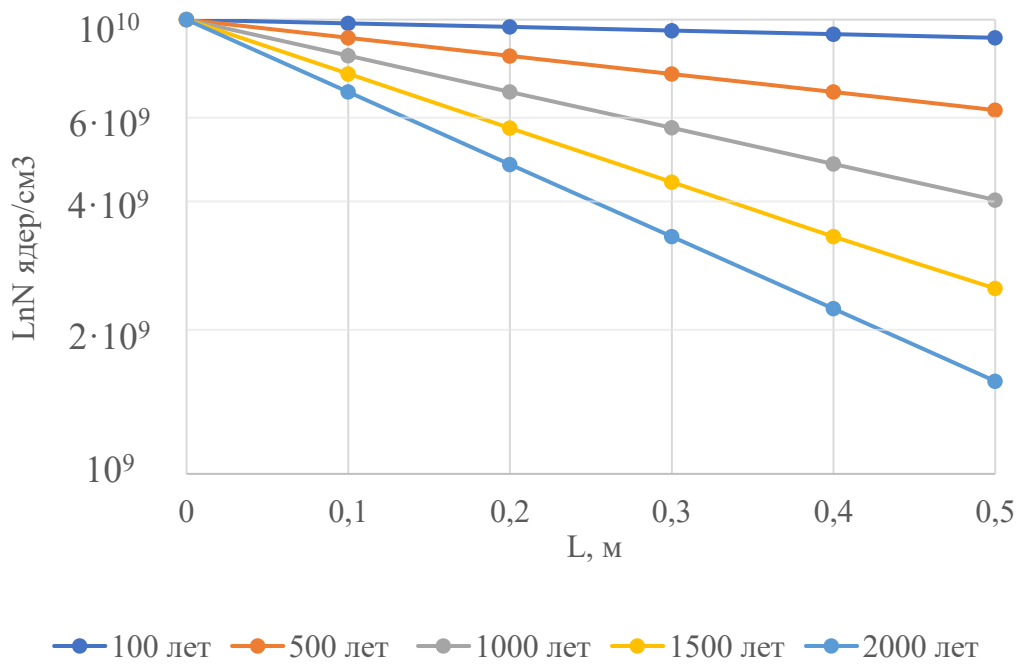


Рисунок 2.17 Изменение концентрации радионуклида Np²³⁷

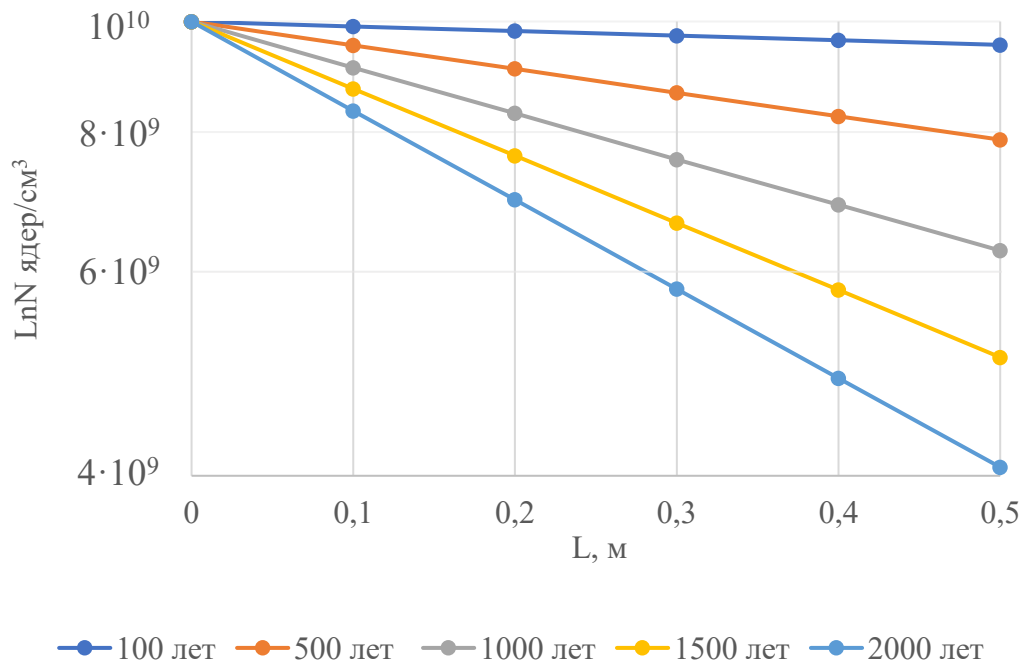


Рисунок 2.18 Изменение концентрации радионуклида I^{129}

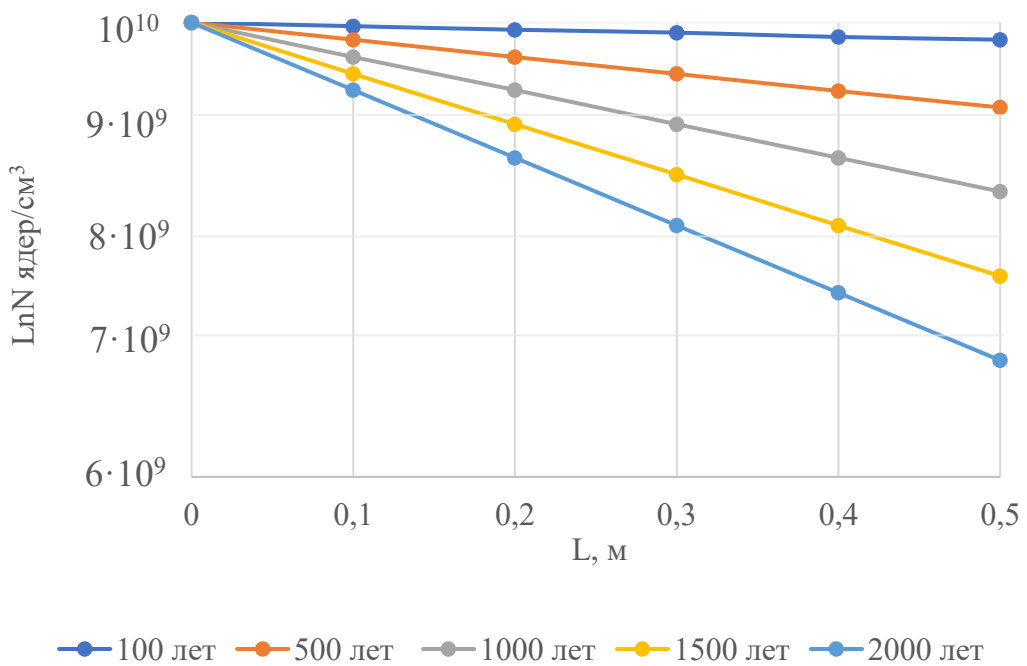


Рисунок 2.19 Изменение концентрации радионуклида U^{235}

Исходя из полученных результатов можно сделать следующие выводы:

Наиболее сильному выходу из матричного материала подвержены радионуклиды Pu^{239} значение концентрации на границе материала спустя 2000 лет составило $1,87 \cdot 10^7$ ядер/см³.

Лучше всего алюминат неодима удерживал радионуклиды I^{129} , U^{235} значения концентраций составили $4,07 \cdot 10^9$ ядер/ $см^3$ и $6,84 \cdot 10^9$ ядер/ $см^3$ соответственно.

2.8 Анализ полученных результатов

В результате расчетов был определен выход трансурановых радионуклидов на периферии матричных материалов (Рисунок 2.20) в зависимости от времени. Для Pu^{239} изменение в алюминате неодима меньше на 30 % и 37 % для силикатных стекол России и Франции соответственно. Для Np^{237} разница между алюминатом неодима и стеклами составила 6 % и 9 %. Для U^{235} разница между алюминатом неодима и стеклами составила 7 % и 13 %.

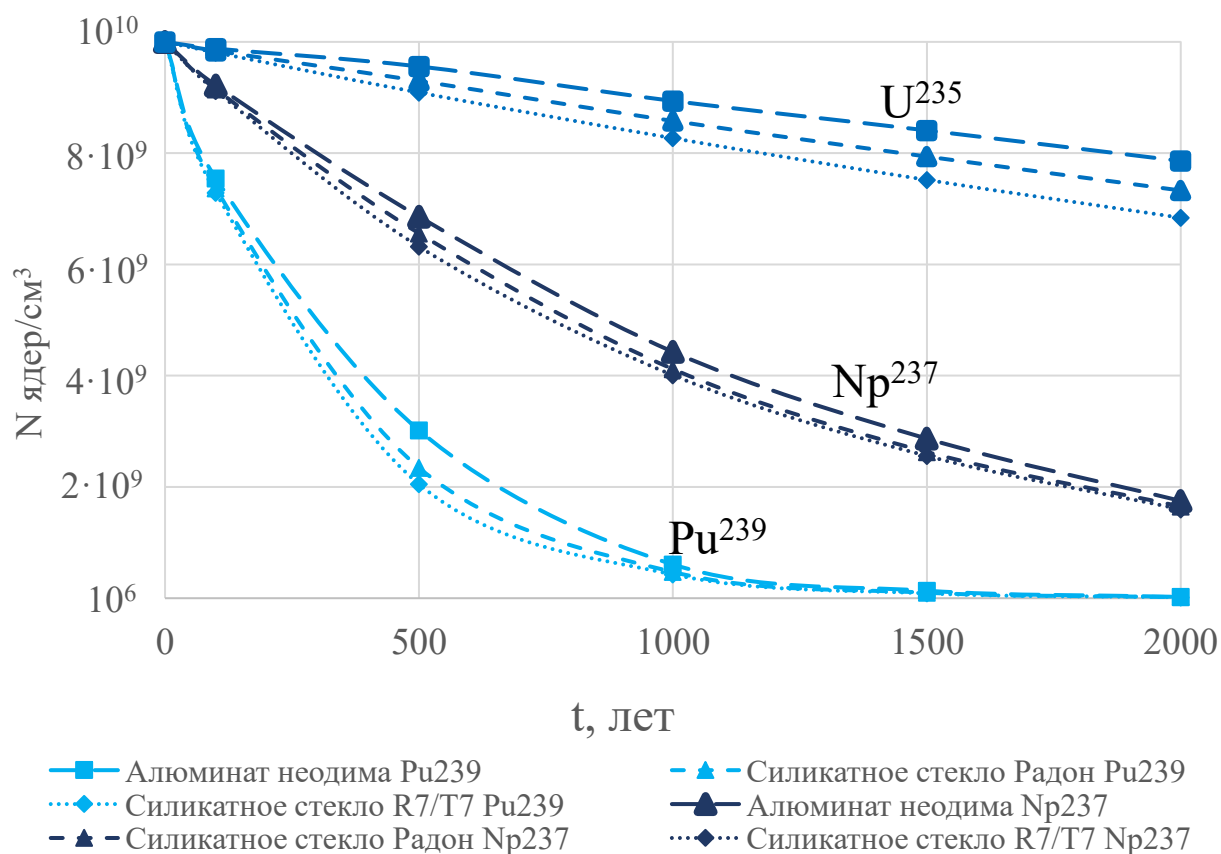


Рисунок 2.20 Выход трансурановых радионуклидов на периферии матричных материалов

Аналогичным образом рассчитывалось изменение концентрации долгоживущих продуктов деления от времени (рисунок 2.21). Так изменение концентрации I129 в алюминате неодима меньше на 10 % и 11 % для силикатных стекол России и Франции соответственно. При расчете для Cs135 разница между алюминатом неодима и стеклами составила 13 % и 19 %. Для Tc99 разница между алюминатом неодима и стеклами составила 16 % и 20 %.

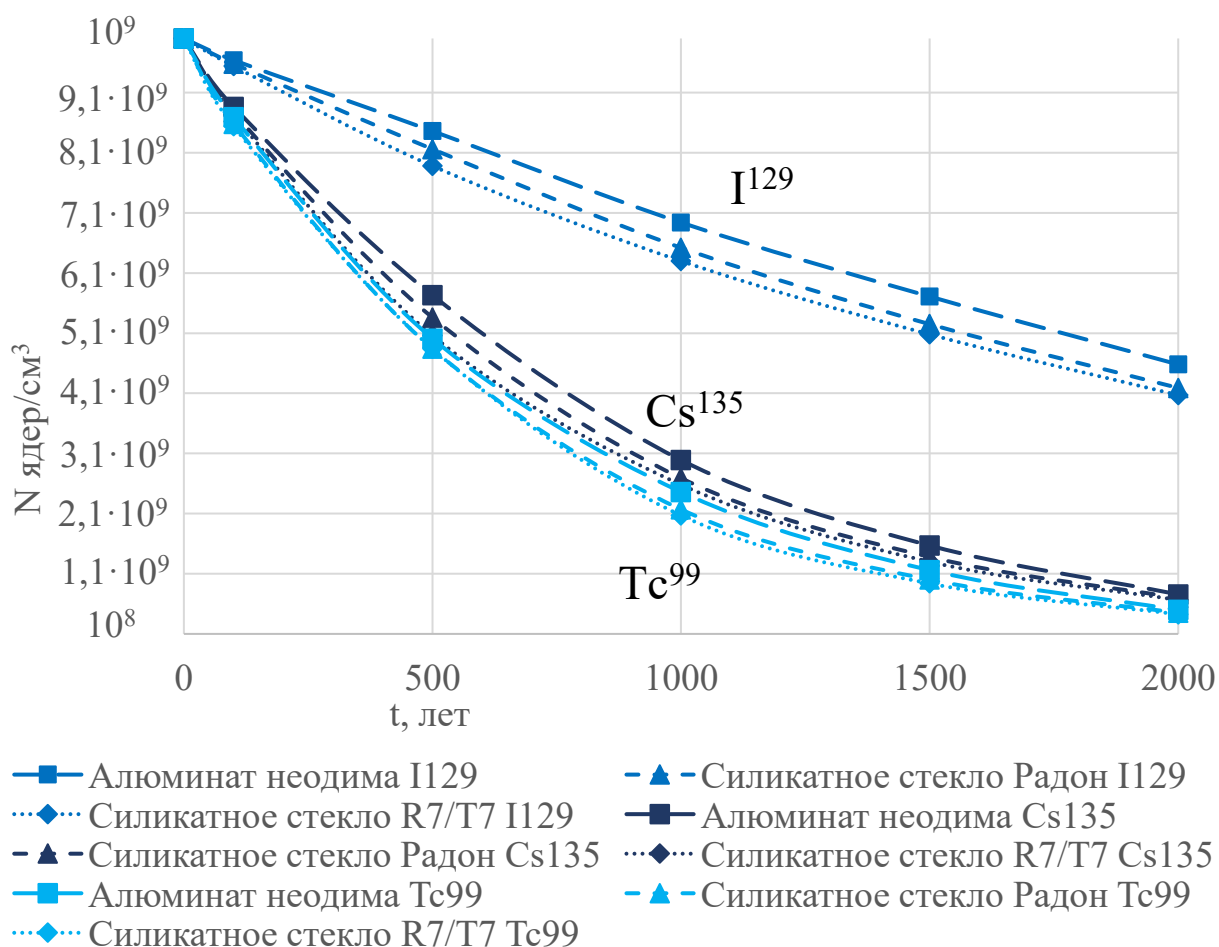


Рисунок 2.21 Выход долгоживущих продуктов деления радионуклидов на периферии матричных материалов

Также рассчитано распределение концентрации трансурановых радионуклидов по длине матричного образца через 2000 лет от начала процессов диффузии (Рисунок 2.24). В результате взаимодействия с грунтовыми водами изменение концентрации U235 в алюминате неодима в среднем меньше на 7 % по сравнению со стекольными матрицами. Для Np237 на 4 % больше у стекольных матриц по сравнению с алюминатом неодима.

При расчете распределения Pu239 в матричных материалах у алюмината неодима изменение на 8 % меньше по сравнению со стеклами.

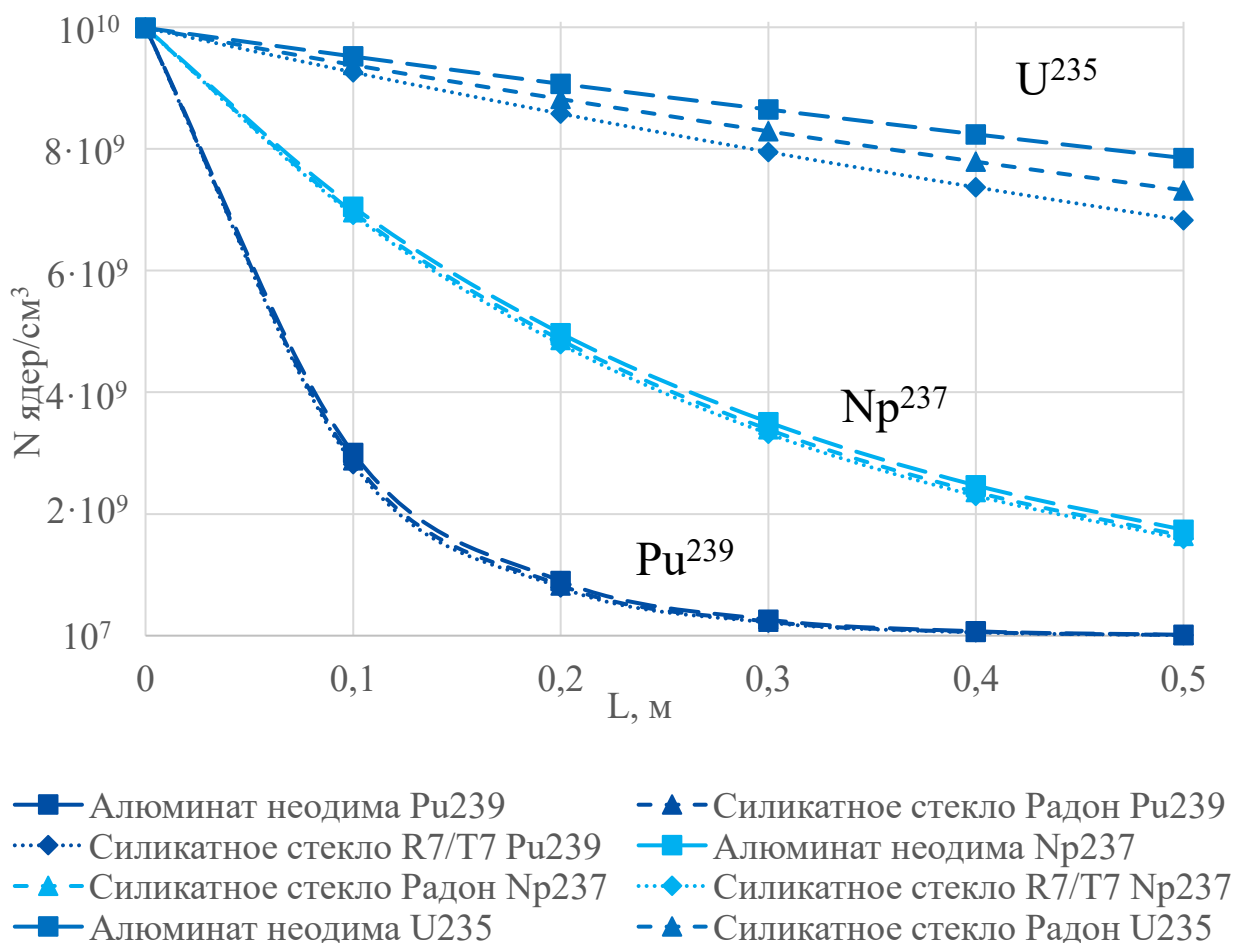


Рисунок 2.22 Изменение концентрации трансурановых радионуклидов в матричных материалах.

Аналогичным образом рассчитывалось распределение концентрации долгоживущих продуктов деления по длине матричного образца (Рисунок 2.23, Рисунок 2.23). Так изменение концентрации I129 в алюминате неодима меньше на 6 % для силикатных стекол. При расчете для Cs135 разница между алюминатом неодима и стеклами составила 5 %. Для Tc99 разница между алюминатом неодима и стеклами составила 7 %.

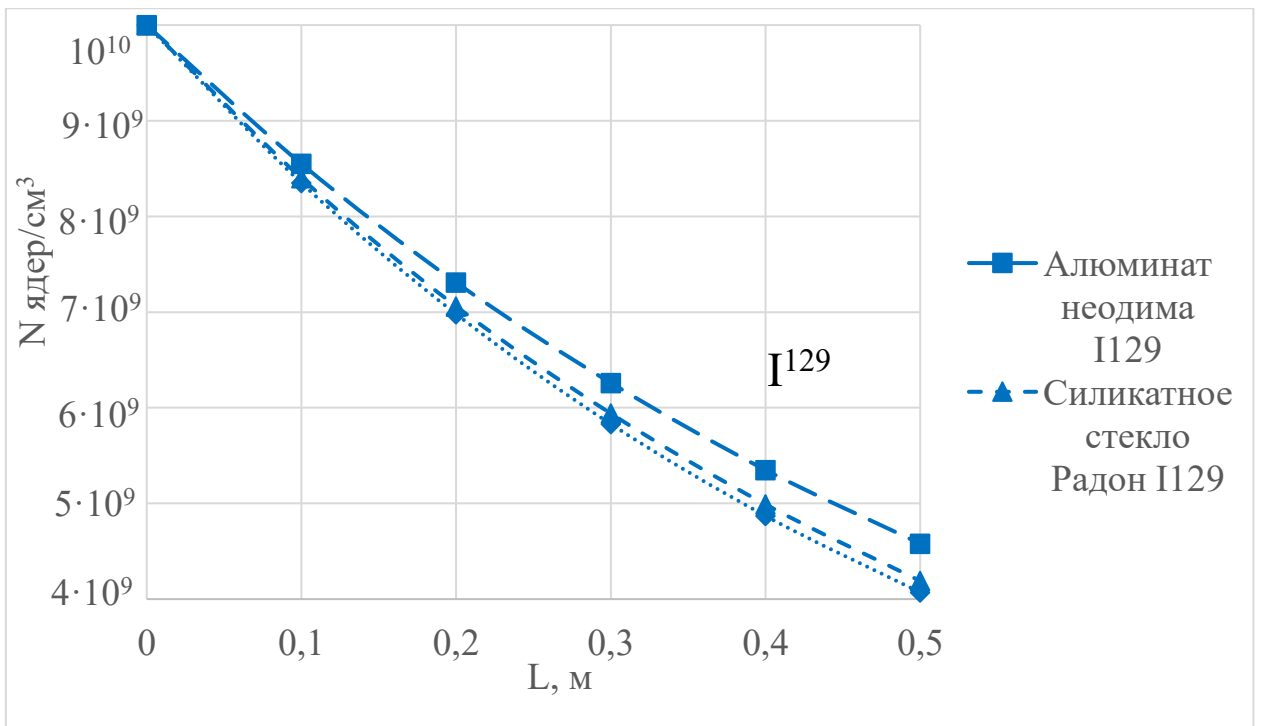


Рисунок 2.23 Распределение концентрации долгоживущих радионуклидов в матричных материалах

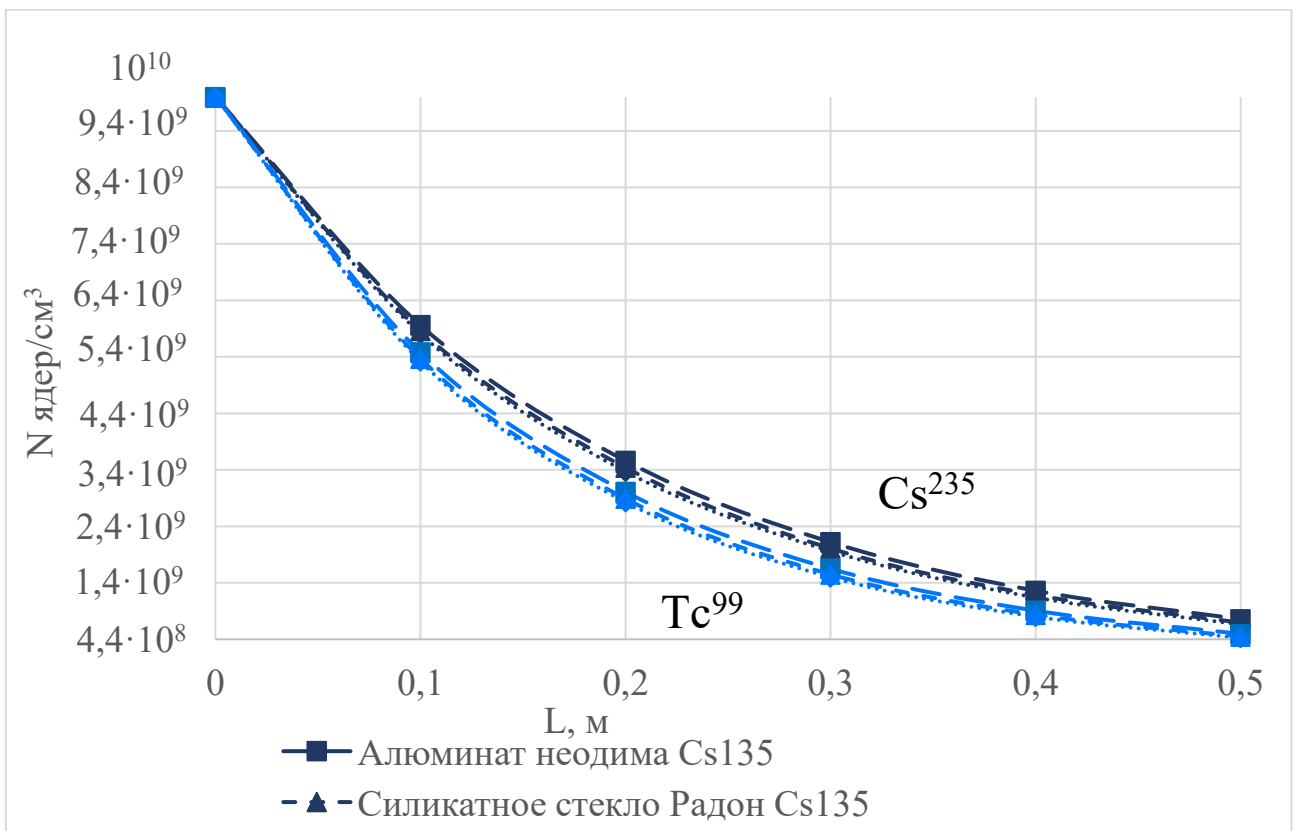


Рисунок 2.24 Распределение концентрации долгоживущих радионуклидов в матричных материалах

2.9 Выводы к главе

Сравнение математических моделей, применяемых для исследования выхода радионуклидов из различных материалов, показало, что разработанная модель отличается от используемых, но различие не превышает 8 процентов. Связанно это с тем, что в уравнении массопереноса не учтены такие параметры как: скорость выхода радионуклидов, плотность материала, активная пористость и коэффициент распределения. Перечисленные параметры были заменены скоростью выщелачивания.

Одним из основных результатов исследования было обнаружение более высокой эффективности алюмината неодима в удержании радионуклидов по сравнению со стеклянными матрицами. Для радионуклида Pu^{239} изменение концентрации в алюминате неодима было на 33% меньше, чем в стеклянных матрицах. Для Np^{237} разница составила 8%, а для U^{235} различие составило 10%. Аналогичные результаты были получены и для долгоживущих продуктов деления, где концентрация радионуклида I^{129} в алюминате неодима снижалась на 11% меньше, чем в стеклянных матрицах. Для радионуклида Cs^{135} разница составила 16%, а для Tc^{99} - 18%.

**ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА
«ФИНАНСОВЫЙ МЕНЕДЖМЕНТ, РЕСУРСОЭФФЕКТИВНОСТЬ И
РЕСУРСОСБЕРЕЖЕНИЕ»**

Студенту:

Группа	ФИО
0AM12	Герасимчуку Александру Михайловичу

Школа	ИЯТШ	Отделение школы (НОЦ)	ОЯЦ
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	14.04.02 «Ядерные физика и технологии»

Исходные данные к разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»:

1. Стоимость ресурсов научного исследования (НИ): материально-технических, энергетических, финансовых, информационных и человеческих	Бюджет – 129314 руб. Затраты на з/п – 84375 руб.
2. Нормы и нормативы расходования ресурсов	Тариф на электроэнерг. 5,8 кВт/ч Норма амортизации – 20 %
3. Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования	Налог во внебюджетные фонды 20 % Район. Коэф – 1,3 Наклад расходы – 30%

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. Оценка коммерческого и инновационного потенциала НТИ	Сравнение конкурентных технических решений
2. Планирование процесса управления НТИ: структура и график проведения, бюджет, риски и организация закупок	1. Иерархическая структура работ; 2. SWOT-анализ; 3. Календарный план-график реализации проекта. Бюджет научно – технического исследования: – расчет материальных затрат; – расчет основной и дополнительной заработной платы исполнителей темы; – отчисления на социальные нужды; – накладные расходы; – формирование бюджета затрат.
3. Определение ресурсной, финансовой, экономической эффективности	

Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей)

1. Оценка конкурентоспособности технических решений
2. Матрица SWOT
3. Оценка перспективности нового продукта
4. График проведения и бюджет НТИ
5. Оценка ресурсной, финансовой и экономической эффективности НТИ
6. Потенциальные риски

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	13.03.2023
---	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН	Спицына Л.Ю.	К.Э.Н		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM12	Герасимчук Александр Михайлович		

3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение

Цель данного раздела выпускной квалификационной работы является анализ конкурентоспособности, ресурсоэффективности и расчета бюджета выполненной работы. Оценка перспективности, планирование и формирование бюджета научной работы позволяют анализировать ее экономическую эффективность.

Темой выпускной квалификационной работы является исследование выхода радионуклидов из матричного материала на основе алюмината неодима при имитации захоронения в геологических формациях. В настоящее время самыми популярными методами иммобилизации радиоактивных отходов (РАО) являются цементирование и остекловывание. Такие методы не дают гарантий при захоронении отходов на длительный срок (~2000 лет), так как обладают недостаточной химической устойчивостью.

Наиболее перспективным, альтернативным матричным материалом являются кристаллические матрицы, природные аналоги которых просуществовали в изменяющихся природных условиях в течение длительного времени, доказав тем самым свою долговременную геологическую стабильность. Примером такого материала является алюминатная матрица, являющаяся аналогом минерала перовскит. В разделе выполняется сравнение и анализ методов, возможных для решения данной задачи.

Целью раздела «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение» является определение перспективности проекта, оценка его эффективности, уровня возможных рисков, разработка механизма управления и сопровождения конкретных проектных решений на этапе реализации. Достижение цели обеспечивается решением задач:

- разработка общей экономической идеи проекта, формирование концепции проекта;

- планирование научно-исследовательской работы;
- расчет бюджета научно-исследовательской работы;
- определение ресурсной эффективности исследования.

3.1 Потенциальные потребители результатов исследования

Современные мировые тенденции определяют вектор развития любой технологической, научной и прочих отраслей. Поднимается вопрос о необходимости планирования и организации всех проводимых работ с точки зрения ресурсоэффективности и ресурсосбережения. Таким образом, существует потребность в определении затрат на проведение научно-исследовательских работ и их продолжительности, что, в свою очередь, определяет экономическую эффективность и конкурентоспособность матрицы из алюмината неодима.

Целевыми потребителями исследования могут быть кампании или организации, в процессе деятельности которых используются или образуются ядерные материалы, т.к. они заинтересованы в снижении издержек и получении максимальной результатов.

Рынок ядерных энергетических установок (ЯЭУ) можно сегментировать по множеству критериев, одним из которых является уровень распространенности метода создания матриц для иммобилизации РАО (таблица 3.1).

Таблица 3.1 – Карта сегментирования рынка услуг производства матриц

		Метод		
		СВС- синтез	Остекловывание	Цементирование
Уровень распространенности метода	Высокий			
	Средний			
	Низкий			

Достижение более высокого уровня развития ядерной энергетики (ЯЭ) вынуждает искать решение по иммобилизации РАО. Вывод из эксплуатации реакторных установок, отработавших свой срок службы приводит к накоплению все большего и большего количества отходов различного типа. Исследование в этой области помогут найти новые матричные материалы с лучшими физическими и химическими свойствами.

3.2 Анализ конкурентных технических решений с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения

В данном разделе необходимо оценить экономическую эффективность метода захоронения РАО с использованием исследуемой матрицы. Чтобы выявить целесообразность введения именно данного метода необходимо оценить его конкурентоспособность на рынке других способов захоронения радиоактивных отходов. В качестве конкурентов были выбраны следующие методы захоронения: цементы, силикатные и фосфатные стекла. По каждому из методов при использовании современных источников литературы, а также научных работ, была изучена информация. Иммобилизация РАО с использованием цементов представляет собой кондиционирование жидких или твердых радиоактивных отходов путем смешения их с цементом или цементным раствором и последующим затвердеванием полученной массы. Захоронение РАО с включением фосфатных или силикатных стекл, представляет собой радиоактивные отходы в окисной форме, включенные в стекло. На основе этой информации были выявлены основные факторы. Опираясь на них была проведена оценка конкурентоспособности.

Основными факторами, влияющими на конкурентоспособность вышеперечисленных методов захоронения РАО, были выбраны: долгосрочность (т.е. на какой срок можно захоронить РАО), химическая стойкость (способность противостоять воздействию агрессивных химических

веществ), коррозионная способность, а также отработанность технологии.

Диапазон оценок от 1 до 10, где:

– Долгосрочность: 1 – короткий срок эксплуатации, 10 – долгий срок эксплуатации.

– Отработанность технологии: 1 – слабо развитая технология. 10 – широко распространенная технология, используемая в подавляющем количестве ядерных объектов.

– Химическая стойкость: 1 – низкая химическая стойкость. 10 – высокая химическая стойкость.

– Коррозионная стойкость: 1 – сильная подверженность коррозии. 10 – слабая подверженность коррозии.

Анализ конкурентных технических решений определяется по формуле:

$$K = \sum V_i \cdot B_i,$$

где K – конкурентоспособность научной разработки или конкурента;

V_i – вес показателя (в долях единицы);

B_i – балл i -го показателя.

Веса показателей в сумме должны составлять 1. В таблице 3.2 представлена оценочная карта конкурентоспособности различных характеристик, упомянутых методов, где B_1 – цементирование, B_2 – остекловывание, B_3 – захоронение с использованием керамических матриц.

Таблица 3.2 – Оценочная карта для сравнения конкурентных технических решений

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		B_1	B_2	B_3	B_1	B_2	B_3
Технические критерии оценки ресурсоэффективности							
1. Долгосрочность	0,2	4	6	9	0,8	1,2	1,8
2. Отработанность технологии	0,05	8	6	5	0,4	0,3	0,25
3. Химическая стойкость	0,15	4	7	8	0,6	1,05	1,2
4. Коррозионная стойкость	0,15	6	7	7	0,9	1,05	1,05

Продолжение таблицы 3.2

Экономические критерии оценки эффективности							
1. Стоимость материала	0,2	9	6	4	1,8	1,2	0,8
2. Обслуживание после использования	0,15	5	7	8	0,75	1,05	1,2
3. Уровень проникновения на рынок	0,1	8	5	4	0,8	0,5	0,4
Итого:	1	44	44	45	6,05	5,9	6,7

Предоставленные выше данные позволяют провести анализ конкурентоспособности метода иммобилизации, представленного в данной работе. На основе данных, полученных в таблице 3.2, можно сделать вывод, что СВС-синтез является конкурентоспособным методом.

3.3 SWOT-анализ

SWOT – анализ представляет из себя метод стратегического планирования, заключающийся в выявлении факторов внутренней и внешней среды организации и разделении их на четыре категории:

- Strengths (сильные стороны);
- Weaknesses (слабые стороны);
- Opportunities (возможности);
- Threats (угрозы).

В области атомной энергетике существует множество факторов, которые могут в той или иной степени влиять на политику развития отрасли и непосредственно на процесс ядерного топливного цикла. Для реализации проекта необходимо так же учитывать внешние факторы, которые могут повлиять на курс политики атомной отрасли. Например, в связи с интересом учёных к закрытому топливному циклу может исчезнуть востребованность в матричных материалах в целом.

Далее рассмотрим сильные и слабые стороны данного исследовательского проекта, а также угрозы, которые могут повлиять на

развитие технологии захоронения. Сильными сторонами проекта можно назвать следующие свойства и особенности:

- улучшенные физические свойства, которые на порядок увеличивают надёжность;
- матрица может включать в себя в несколько раз большее количество радиоактивных отходов, чем конкуренты;
- низкая скорость выщелачивания из керамических матриц позволяет иммобилизовать РАО на более долгие сроки.

Слабыми сторонами считаются те особенности рассматриваемого объекта, которые могут препятствовать его наиболее выгодному и беспрепятственному использованию.

Слабыми сторонами рассматриваемого проекта модернизации можно назвать следующие свойства и особенности:

- некоторые фазы отходов не пригодны для захоронения данным способом (монацит, перовскит, апатит, пироклор, ортофосфат и т.д.);
- технология получения керамических матриц и их аппаратурное оформление процессов развиты значительно слабее, чем для остальных конкурентов;
- высокая стоимость технологии.

Возможности включают в себя любую предпочтительную ситуацию в настоящем или будущем, возникающую в условиях окружающей среды проекта.

К возможностям проекта можно отнести:

- ухудшение экологической ситуации в мире;
- вывод из эксплуатации большого количества ядерных реакторов;
- популяризация чистых технологий захоронения РАО;
- политика государства в пользу исследуемого метода.

Угроза представляет собой любую нежелательную ситуацию, тенденцию или изменение в условиях окружающей среды объекта, что может иметь разрушительный или угрожающий характер для его

конкурентоспособности в настоящем или будущем.

К угрозам по отношению к рассматриваемому реактору можно отнести:

- отсутствие заинтересованности субъектов атомной отрасли;
- недостаточное финансирование в развитие технологий по производству керамических матриц;
- уверенное положение конкурентов на рынке;
- переход к закрытому ядерному топливному циклу.

Рассматриваемый проект предполагает новый метод получения матричного материала. Но существующий рынок не позволит с легкостью продвинуть технологию. Таким образом, выход из данного положения может помочь найти стратегия совместной предпринимательской деятельности. В таблице 3.3 представлен SWOT-анализ.

Таблица 3.3 – SWOT-анализ

Внешние факторы	Внутренние факторы	
	<p>Сильные стороны проекта:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Улучшенные физические свойства, которые на порядок увеличивают надёжность керамических матриц; 2. Керамическая матрица может включать в себя в несколько раз большее количество радиоактивных отходов, чем конкуренты; 3. Низкая скорость выщелачивания из керамических матриц позволяет иммобилизовать РАО на более долгие сроки; 4. Эта технология экологичнее конкурентов, Позволяет иммобилизовать жидкие и высокоактивные радиоактивные отходы. 	<p>Слабые стороны проекта:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Высокая стоимость технологии; 2. Некоторые фазы отходов не пригодны для захоронения данным способом (монацит, перовскит, апатит, пирохлор, ортофосфат и т.д.); 3. Технология получения керамических матриц и их аппаратурное оформление процессов развиты значительно слабее, чем для остальных конкурентов.

Продолжение таблицы 3.3

	<p>Возможности:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Ухудшение экологической ситуации в мире; 2. Вывод из эксплуатации большого количества ядерных реакторов; 3. Популяризация чистых технологий захоронения РАО; 4. Политика государства в пользу исследуемого метода. 	<p>Так как исследуемый метод захоронения на порядок экологичнее конкурентов, то его использование станет приоритетным при ухудшении экологической ситуации в мире;</p> <p>При выводе реакторов из эксплуатации возникнет потребность в захоронении отработанного ядерного топлива (ОЯТ), а так как метод захоронения с помощью керамических матриц позволяет иммобилизовать большее количество отходов, то исследуемый метод станет более востребованным;</p> <p>Исследуемый метод является более экологичным по сравнению с конкурентами, следовательно, при увеличении популярности чистых методов захоронения спрос на данный метод возрастет.</p>	<p>Высокая стоимость и технологическая сложность оборудования в методе захоронения с помощью керамических матриц может быть скомпенсирована приоритетной политикой правительства в области данного метода;</p> <p>Если возрастет интерес к исследуемой технологии, то возникнет необходимость в разработке приемлемой технологии производства керамических матриц;</p> <p>В некоторых случаях следует прибегнуть к ныне используемым методам захоронения в связи с тем, что нецелесообразно заключать в керамические матрицы некоторые радиоактивные отходы, а именно низко активные РАО.</p>
	<p>Угрозы:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Отсутствие заинтересованности субъектов атомной отрасли; 2. Недостаточное финансирование в развитие технологий по производству керамических матриц; 3. Уверенное положение конкурентов на рынке; 	<p>На уровень заинтересованности в данной технологии иммобилизации РАО могут повлиять такие достоинства как экологичность данного метода и его надёжность;</p>	<p>Чтобы повысить уровень заинтересованности субъектов атомной отрасли, а также избавиться от потребности усиленного финансирования необходимо разработать новую технологию по производству</p>

	<p>4. Переход к закрытому ядерному топливному циклу;</p>	<p>В связи с накоплением большого количества жидких и высокоактивных РАО возникает необходимость в усиленном финансировании исследуемого метода иммобилизации РАО, так как он наиболее эффективен; Экологичность метода исключает возможность перехода к закрытому ядерному топливному циклу;</p>	<p>керамических матриц, которая позволит сократить расходы на их производство до уровня конкурентов; Чтобы избежать перехода к закрытому ядерному топливному циклу необходимо обеспечить захоронение всех видов РАО данным методом; Чтобы на равне конкурировать с другими способами захоронения необходимо развивать технологии производства керамических матриц и аппаратуру, используемую в процессе изготовления.</p>
--	--	---	---

Проведённый SWOT-анализ позволяет с достаточной для данной работы точностью определять дальнейшее положение рассматриваемого объекта на соответствующем рынке. Конкретно у данного проекта в связи с отличными характеристиками достаточно устойчивые перспективы для использования профильными компаниями атомной отрасли и смежных отраслей.

3.4 Инициация проекта

В рамках процессов инициации определяются изначальные цели и содержание и фиксируются изначальные финансовые ресурсы. Определяются внутренние и внешние заинтересованные стороны проекта, которые будут взаимодействовать и влиять на общий результат научного проекта.

В реализации данного проекта заинтересованы несколько сторон, стороны представлены в таблице 3.4.

Таблица 3.4 – Заинтересованные стороны проекта

Заинтересованные стороны проекта	Ожидания заинтересованных сторон
Исполнитель	Получение одобрения от научного руководителя и университета об успешном исследовании
Университет, научный руководитель	Правильно подготовленный и составленный отчет о научном-техническом проекте
Организация, руководитель от организации	Разработанная в соответствии с требованиями выпускная квалификационная работа

У проекта есть цели, ожидаемые результаты, критерии приемки результата проекта и требования, представленные в таблице 3.5.

Таблица 3.5 – Цели и результат проекта

Цели проекта:	<ul style="list-style-type: none"> Исследование выхода радионуклидов из матричного материала на основе алюмината неодима при имитации захоронения в геологических формациях
Ожидаемые результаты проекта:	<ul style="list-style-type: none"> Создание модели расчета выхода радионуклидов из исследуемой матрицы Расчет изменений концентраций радионуклидов в алюминате неодима в течении 2000 лет. информация для будущих исследований, научных статей
Критерии приемки результата проекта:	<ul style="list-style-type: none"> Актуальность работы Грамотность пояснительной записки
Требования к результату проекта:	Требование:
	Экспериментальное подтверждение расчетов

В проекте задействованы несколько участников, представленные в таблице 3.6.

Таблица 3.6 – Рабочая группа проекта

№ п/п	ФИО, основное место работы, должность	Роль в проекте	Функции
1.	Долматов Олег Юрьевич, НИ ТПУ, доцент	Научный руководитель	Контроль, консультирование по вопросам исполнения
2.	Герасимчук Александр Михайлович, инженер-лаборант, студент	Исполнитель	Выполнение проекта, оформление выпускной квалификационной работы

Ограничения и допущения проекта представлены в таблице 3.7.

Таблица 3.7 – Ограничения проекта

Фактор	Ограничения/допущения
Бюджет проекта	до 1000000 руб.
Источник финансирования	НИ ТПУ
Сроки проекта	06.02.2023 - 15.05.2023

3.5 Планирование научно-исследовательской работы

3.5.1 Иерархическая структура работ

В процессе анализа экономической эффективности проекта разрабатывается иерархическая структура работ, представляющая собой детализированную структуру работ. На рисунке 3.1 представлена иерархическая структура работ.



Рисунок 3.1 – Иерархическая структура работ

При организации процесса реализации конкретного проекта необходимо рационально планировать занятость каждого из его участников и сроки проведения отдельных работ.

В данном пункте составляется полный перечень проводимых работ, определяются их исполнители и рациональная продолжительность. Наглядным результатом планирования работ является сетевой, либо линейный график реализации проекта. Так как число исполнителей не превышает двух, предпочтительным является линейный график. Для его построения хронологически упорядоченные вышеуказанные данные представлены в таблице 3.8 где НР – это научный руководитель, И – исполнитель.

Таблица 3.8 – Перечень работ и продолжительность их выполнения

Этап работы	Исполнители	Загрузка исполнителей
Постановка целей и задач, получение исходных данных	НР	НР – 100%
Составление и утверждение ТЗ	НР, И	НР – 100% И – 10%
Подбор и изучение материалов по тематике	НР, И	НР – 30% И – 100%
Разработка календарного плана	НР, И	НР – 100% И – 10%
Обсуждение литературы	НР, И	НР – 20% И – 100%
Выбор исходных параметров	НР, И	НР – 100% И – 70%
Выбор методики расчёта	НР, И	НР – 100% И – 80%
Проведение исследования	И	И – 100%
Оформление расчётно-пояснительной записки	И	И – 100%
Оформление графического материала	И	И – 100%
Подведение итогов	НР, И	НР – 60% И – 100%

3.5.2 План проекта

В данном пункте составляется полный перечень проводимых работ, определяются их исполнители и продолжительность работ. Наглядным

результатом планирования работ является сетевой, либо линейный график реализации проекта. Так как число исполнителей не превышает двух, предпочтительным является линейный график. Для его построения хронологически упорядоченные вышеуказанные данные представлены в таблице 3.9.

Таблица 3.9 – Календарный план проекта

Код работы	Название	Длительность, дни	Дата начала работ	Дата окончания работ	Состав участников
1	Постановка целей и задач, получение исходных данных	2	03.03.2023	05.03.2023	Научный руководитель
2	Составление и утверждение ТЗ	3	05.03.2023	08.03.2023	Научный руководитель, исполнитель
3	Подбор и изучение материалов по тематике	6	08.03.2023	14.03.2023	Научный руководитель, исполнитель
4	Разработка календарного плана	2	14.03.2023	16.03.2023	Научный руководитель, исполнитель
5	Обсуждение литературы	2	16.03.2023	18.03.2023	Научный руководитель, Исполнитель
6	Выбор исходных параметров	4	18.03.2023	22.03.2023	Научный руководитель, исполнитель
7	Выбор методики расчёта	6	22.03.2023	28.03.2023	Научный руководитель, исполнитель
8	Проведение исследования	10	28.03.2023	07.04.2023	Исполнитель
9	Оформление расчётно-пояснительной записки	3	07.04.2023	10.04.2023	Исполнитель
10	Оформление графического материала	2	10.02.2023	12.04.2023	Исполнитель
11	Подведение итогов	2	12.04.2023	14.04.2023	Научный руководитель, исполнитель

3.5.4 Продолжительность этапов работ

Трудоёмкость выполнения исследования оценивается экспертным путём в силу вероятностного характера величины. За единицу измерения трудоёмкости принимаются человеко-дни. Ожидаемая трудоёмкость рассчитывается по формуле 3.5.1:

$$t_{ож} = \frac{3 \cdot t_{\min} + 2 \cdot t_{\max}}{5}, \quad (3.5.1)$$

где $t_{ож}$ – ожидаемая трудоемкость выполнения работы чел.дн;

t_{\min} – минимально возможная трудоемкость выполнения заданной работы, чел.дн;

t_{\max} – максимально возможная трудоемкость выполнения заданной работы, чел.дн.

Для построения графика проведения научных работ в форме диаграммы Ганта рассчитана длительность каждого из этапов работ в рабочих днях, а после и в календарных. Расчет продолжительности выполнения каждого этапа в рабочих днях ($T_{РД}$) переводится в календарные дни по формуле 3.5.2:

$$T_{РД} = \frac{t_{ож}}{K_{ВН}} \cdot K_{Д}, \quad (3.5.2)$$

Где $K_{ВН}$ – коэффициент выполнения работ, учитывающий влияние внешних факторов и соблюдение предварительно определенных, пусть $K_{ВН} = 1$;

$K_{Д}$ – коэффициент, учитывающий дополнительное время на компенсацию непредвиденных задержек и согласование работ, пусть $K_{Д} = 1,1$.

Длительность каждого из этапов работ в календарных днях рассчитывается по формуле 3.5.3

$$T_{КД} = T_{РД} \cdot K_{КД}, \quad (3.5.3)$$

Коэффициент календарности рассчитывается по формуле 3.5.4:

$$K_{КД} = \frac{T_{КД}}{T_{КД} - T_{ВД} - T_{ПД}}, \quad (3.5.4)$$

где $T_{КД}$ – количество календарных дней в году;

$T_{ВД}$ – количество выходных дней в году;

$T_{ПД}$ – количество праздничных дней в году.

Значение коэффициента календарности для 2023 года:

$$K_{КД} = \frac{365}{365 - 67} = \frac{365}{298} = 1,22$$

В приложении В приведен пример определения продолжительности этапов работ и их трудоёмкости по исполнителям, занятым на каждом этапе. В столбцах 3 – 5 реализован экспертный способ по формуле 3.1. Столбцы 6 и 7 содержат величины трудоёмкости этапа для каждого из двух участников проекта, научного руководителя и инженера, с учетом коэффициента $K_{д} = 1,15$. Каждое из них в отдельности не может превышать соответствующее значение $t_{ож} \cdot K_{д}$. Столбцы 8 и 9 – трудоёмкости, выраженные в календарных днях путем дополнительного умножения на $k_{к} = 1,212$. Итог по столбцу 5 даёт общую ожидаемую продолжительность работы над проектом в рабочих днях, итоги по столбцам 8 и 9 – общие трудоёмкости для каждого из участников проекта. Величины трудоёмкости этапов по исполнителям ТКД, данные столбцов 8 и 9 кроме итогов, позволяют построить диаграмму Ганта, представленную в приложении Г.

3.6 Бюджет научно-технического исследования

При планировании бюджета исследования должно быть обеспечено полное и достоверное отражение всех видов расходов, связанных с его выполнением. В процессе формирования бюджета используется следующая группировка затрат по статьям:

- материальные затраты;
- амортизационные отчисления;
- основная заработная плата исполнителей темы;
- отчисления во внебюджетные фонды (страховые отчисления);
- накладные расходы.

3.6.1 Расчёт материальных затрат

Расчет материальных затрат осуществляется по формуле 3.6.1:

$$C_{MAT} = (1 + k_T) \cdot \sum_{i=1}^m C_i \cdot N_{расxi}, \quad (3.6.1)$$

Огде m – количество видов материальных ресурсов, потребляемых при выполнении научного исследования;

$N_{расxi}$ – количество материальных ресурсов i -го вида, планируемых к использованию при выполнении научного исследования (шт., кг, м, м² и т.д.);

C_i – цена приобретения единицы i -го вида потребляемых материальных ресурсов (руб./шт., руб./кг, руб./м, руб./м² и т.д.);

k_T – коэффициент, учитывающий транспортно-заготовительные расходы, принимаются в пределах 15 – 25 % от стоимости материалов [61].

Основными затратами в данной исследовательской работе являются затраты на электроэнергию для работы ПЭВМ и приобретение канцелярских товаров. Результаты расчётов по затратам на материалы приведены в таблице 3.10.

Затраты на электроэнергию для работы ПЭВМ рассчитываются по формуле 3.6.2:

$$C_{ЭЛ} = C_{эл} \cdot P \cdot F_{об} = 4,39 \cdot 0,5 \cdot 720 = 1580,4 \quad (3.6.2)$$

где $C_{эл}$ – тариф на электроэнергию (4,39 руб. за 1 кВт·ч);

P – мощность оборудования, кВт;

$F_{об}$ – время использования оборудования, ч.

Затраты на электроэнергию составили 1580,4 рубля.

Таблица 3.10 – материальные затраты

Наименование	Марка, размер	Количество	Цена за единицу, руб	Сумма, руб
Электронергия	-	360 кВт·ч	4,39	1580,4
Бумага	Снегурочка	150	1,42	214,3
Печать на листе А4	-	100	4,5	450,0
Ручка	Pilot BPS-GP	1	80	80,0
Доступ в интернет	-	3 месяца	350	1050,0
Всего за материалы				3374,7
Транспортно-заготовительные расходы				0
Итого по статье $C_{МАТ}$				3374,7

3.6.2 Расчет амортизационных отчислений

Написание выпускной квалификационной работы по плану занимает 4 месяцев. Для моделирования и проведения расчётов используется персональный компьютер первоначальной стоимостью 40000 рублей. Срок полезного использования для офисной техники составляет от 2 до 3 лет.

Норма амортизации H_A рассчитывается как:

$$H_A = \frac{1}{T} \cdot 100\%, \quad (3.6.3)$$

где T – срок полезного использования, лет.

Если принять срок полезного использования равным 3 годам, тогда норма амортизации H_A :

$$H_A = \frac{1}{3} \cdot 100\% = 33,3\%, \quad (3.6.4)$$

Годовые амортизационные отчисления:

$$A_{год} = 40000 \cdot 0,33 = 13320 \text{ руб.}, \quad (3.6.5)$$

Ежемесячные амортизационные отчисления:

$$A_{мес} = \frac{13320}{12} = 1110 \text{ руб.} \quad (3.6.6)$$

Итоговая сумма амортизации основных средств:

$$C_{AM} = 1110 \cdot 4 = 4440 \text{ руб.} \quad (3.5.7)$$

3.6.2 Основная заработная плата исполнителей темы

Статья включает основную заработную плату работников, непосредственно занятых выполнением проекта, (включая премии, доплаты) и дополнительную заработную плату.

$$Z_{ЗП} = Z_{осн} + Z_{доп}, \quad (3.6.8)$$

где $Z_{осн}$ – основная заработная плата;

$Z_{доп}$ – дополнительная заработная плата.

Основная заработная плата ($Z_{осн}$) руководителя рассчитывается по следующей формуле 3.6.9:

$$Z_{осн} = Z_{дн} \cdot T_{РД}, \quad (3.6.9)$$

где $Z_{осн}$ – основная заработная плата одного работника;

$T_{РД}$ – продолжительность работ, выполняемых научно-техническим работником, раб.дн.;

$Z_{дн}$ – среднедневная заработная плата работника, руб.

Среднедневная заработная плата рассчитывается по формуле 3.6.10:

$$Z_{дн} = \frac{Z_M \cdot M}{F_D}, \quad (3.6.10)$$

где Z_M – месячный должностной оклад работника, руб.;

M – количество месяцев работы без отпуска в течение года:

- при отпуске в 24 раб. дня $M = 11,2$ месяца, 5-дневная неделя;
- при отпуске в 48 раб. дней $M = 10,4$ месяца, 6-дневная неделя;

F_D – действительный годовой фонд рабочего времени научно-технического персонала, раб. дн. (таблица 3.11).

Таблица 3.11 – Баланс рабочего времени

Показатели рабочего времени	Научный руководитель	Исполнитель
Календарное число дней	365	365
Количество нерабочих дней (выходные дни/праздничные дни)	67	67
Потери рабочего времени:		
– отпуск;	56	48
– невыходы по болезни	–	–
Действительный годовой фонд рабочего времени	242	250

Основная заработная плата научного руководителя рассчитывается на основании отраслевой оплаты труда. Отраслевая система оплаты труда в ТПУ предполагает следующий состав заработной платы:

- оклад – определяется предприятием. В ТПУ оклады распределены в соответствии с занимаемыми должностями, например, ассистент, ст. преподаватель, доцент, профессор.

- стимулирующие выплаты – устанавливаются руководителем подразделений за эффективный труд, выполнение дополнительных обязанностей и т.д.

- иные выплаты: районный коэффициент.

Руководителем данной научно-исследовательской работы является сотрудник с должностью доцент и степенью кандидат наук. Оклад составляет 39300 рублей (без учета РК).

Оклад инженера-лаборанта в ТПУ составляет 11300 рублей, без районного коэффициента.

Для расчета месячного должностного оклада работника применяется формула:

$$Z_M = Z_B \cdot (k_{ПР} + k_D) \cdot k_P, \quad (3.6.11)$$

где Z_B – заработная плата окладу, руб.;

$k_{ПР}$ – премиальный коэффициент, равный 0,3;

k_D – коэффициент доплат и надбавок, составляет примерно 0,2-0,5 (в НИИ и на промышленных предприятиях – за расширение сфер обслуживания, за профессиональное мастерство);

k_P – районный коэффициент, равный 1,3 (для Томска).

Таблица 3.12 – Заработная плата исполнителей исследовательской работы

Исполнители	Z_B , руб.	$k_{ПР}$	k_D	k_P	Z_M , руб.	$Z_{ДН}$, руб.	$T_{РД}$	$Z_{осн}$, руб.
Научный руководитель	39300	0,3	0,2	1,3	76635,0	3293,4	8	36347,2
Исполнитель	11300	0,3	-	1,3	19097,0	794,4	60	47666,1
Итого $Z_{осн}$, руб. :								74013,4

Затраты по дополнительной заработной плате исполнителей темы учитывают величину предусмотренных Трудовым кодексом РФ доплат за отклонение от нормальных условий труда, а также выплат, связанных с обеспечением гарантий и компенсаций (при исполнении государственных и общественных обязанностей, при совмещении работы с обучением, при предоставлении ежегодного оплачиваемого отпуска и т.д.).

$$Z_{дон} = k_{дон} \cdot Z_{осн}, \quad (3.6.12)$$

где $k_{дон}$ – коэффициент дополнительной зарплаты ($k_{дон} = 0,14$).

$$Z_{дон} = 0,14 \cdot 26347,2 = 3688,6 \text{ руб.}$$

Итого по статьям основной и дополнительной заработной платы (3.6.8):

$$Z_{ЗП} = Z_{осн} + Z_{доп} = 26347,2 + 3688,6 = 30035,9 \text{ руб.}$$

В таблице 3.13 приведен расчет основной и дополнительной заработной платы.

Таблица 3.13 – Заработная плата исполнителей работы

Заработная плата	Научный руководитель	Исполнитель
Дополнительная зарплата $Z_{доп}$, руб.	3688,6	6673,3
Итого по статье $Z_{ЗП}$, руб.	30035,9	54339,4
Итого	84375,2	

3.6.3 Расчет затрат на социальный налог

Затраты на единый социальный налог (ЕСН), включающий в себя отчисления в пенсионный фонд, на социальное и медицинское страхование, составляют 30 % от полной заработной платы по проекту:

$$C_{соц} = Z_{ЗП} \cdot 0,3, \quad (3.6.13)$$

$$C_{соц} = 84375,2 \cdot 0,3 = 25312,6 \text{ руб.}$$

3.6.4 Расчет накладных расходов

В эту статью включаются затраты на управление и хозяйственное обслуживание, которые могут быть отнесены непосредственно на конкретную тему. Кроме того, сюда относятся расходы по содержанию, эксплуатации и ремонту оборудования, производственного инструмента и инвентаря, зданий, сооружений и др.

Расчет накладных расходов ведется по следующей формуле (3.6.14):

$$C_{НАКЛ} = k_{накл} \cdot Z_{ЗП}, \quad (3.6.14)$$

где $k_{накл}$ – коэффициент накладных расходов (принятый для ТПУ 12- 16 % от суммы основной и дополнительной зарплаты работников, участвующих в выполнении темы.)

$$C_{НАКЛ} = 0,14 \cdot 84375,2 = 11812,5$$

3.6.5 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта

Проведя расчет по всем статьям сметы затрат на разработку, можно определить общую себестоимость исследования. Результаты представлены в таблице 3.14.

Таблица 3.14 – Смета затрат на разработку проекта

Статья затрат	Условное обозначение	Сумма, руб.
Материалы и покупные изделия	$C_{МАТ}$	3373,4
Основная заработная плата	$C_{ЗП}$	84375,2
Отчисления в социальные фонды	$C_{СОЦ}$	25312,6
Амортизационные отчисления	$C_{АМ}$	4440,0
Прочие расходы	$C_{НАКЛ}$	11812,5
Итого:		129313,7

Таким образом, затраты на разработку составили $C = 129314$ руб, а время, необходимое для ее выполнения 74 календарных дня.

3.7 Определение ресурсной, финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности проекта

Определение эффективности происходит на основе расчета интегрального показателя эффективности научного исследования. Его нахождение связано с определением двух средневзвешенных величин: финансовой эффективности и ресурсоэффективности.

Интегральный показатель финансовой эффективности научного исследования получают в ходе оценки бюджета затрат трех (или более) вариантов исполнения научного исследования. Для этого наибольший

интегральный показатель реализации технической задачи принимается за базу расчета (как знаменатель), с которым соотносятся финансовые значения по всем вариантам исполнения.

Интегральный финансовый показатель разработки определяется (3.7.1):

$$I_{финi}^{исп.i} = \frac{\Phi_{pi}}{\Phi_{max}}, \quad (3.7.1)$$

где $I_{финi}^{исп.i}$ – интегральный финансовый показатель разработки;

Φ_{pi} – стоимость i -го варианта исполнения;

Φ_{max} – максимальная стоимость исполнения научно-исследовательского проекта (в т.ч. аналоги).

Полученная величина интегрального финансового показателя разработки отражает соответствующее численное увеличение бюджета затрат разработки в размах (значение больше единицы), либо соответствующее численное удешевление стоимости разработки в размах (значение меньше единицы, но больше нуля).

Так как разработка имеет одно исполнение, то

$$I_{финp}^p = \frac{\Phi_p}{\Phi_{max}} = \frac{129314}{129314} = 1$$

Для аналогов (с использованием ПО, которое стоит 5000 руб и 10000 руб) соответственно:

$$I_{финA1}^{A1} = \frac{\Phi_{A1}}{\Phi_{max}} = \frac{134314}{129314} = 1,04; I_{финA2}^{A2} = \frac{\Phi_{A1}}{\Phi_{max}} = \frac{139314}{129314} = 1,08.$$

Интегральный показатель ресурсоэффективности вариантов исполнения объекта исследования можно определить следующим выражение 3.7.2:

$$I_m^p = \sum_{i=1}^n a_i \cdot b_i^p, \quad (3.7.2)$$

где I_m^p – интегральный показатель ресурсоэффективности для i -го варианта исполнения разработки;

a_i – весовой коэффициент i -го варианта исполнения разработки;

b_i^p – бальная оценка i -го варианта исполнения разработки, устанавливается экспертным путем по выбранной шкале оценивания;

n – число параметров сравнения.

Сравнительная оценка характеристик вариантов исследования представлена в таблице 3.15, где аналог 1 расчет многогрупповым методом, а аналог 2 – теоретический расчёт.

Таблица 3.15 – Сравнительная оценка характеристик вариантов исследования

Критерии	Весовой коэффициент параметра	Текущая работа	Аналог 1	Аналог 2
1. Способствует росту производительности труда при использовании метода	0,25	5	4	3
2. Удобство в эксплуатации	0,2	5	4	3
3. Точность методики	0,05	5	4	3
4. Энергосбережение	0,2	4	5	4
5. Потребность в ресурсах памяти	0,15	5	2	1
6. Функциональная мощность	0,15	5	3	2
ИТОГО	1	4,80	3,75	2,75

$$I^p = 0,25 \cdot 5 + 0,2 \cdot 5 + 0,05 \cdot 5 + 0,2 \cdot 4 + 0,15 \cdot 5 + 0,15 \cdot 5 = 4,8$$

$$I^{A1} = 0,25 \cdot 4 + 0,2 \cdot 4 + 0,05 \cdot 4 + 0,2 \cdot 5 + 0,15 \cdot 2 + 0,15 \cdot 3 = 3,75$$

$$I^{A2} = 0,25 \cdot 3 + 0,2 \cdot 3 + 0,05 \cdot 3 + 0,2 \cdot 4 + 0,15 \cdot 1 + 0,15 \cdot 2 = 2,75$$

Интегральные показатели эффективности вариантов исполнения разработки и аналогов определяются на основании интегрального показателя

ресурсоэффективности и интегрального финансового показателя по формуле (3.7.3):

$$I_{финр}^p = \frac{I^p}{I_{финр}^p}, \quad (3.7.3)$$

В результате:

$$I_{финр}^p = \frac{I^p}{I_{финр}^p} = \frac{4,80}{1} = 4,8; I_{финр}^{A1} = \frac{I^{A1}}{I_{финр}^{A1}} = \frac{3,75}{1,04} = 3,6; I_{финр}^{A2} = \frac{I^{A2}}{I_{финр}^{A2}} = \frac{2,75}{1,08} = 2,6$$

Сравнение интегрального показателя эффективности текущего проекта и аналогов позволит определить сравнительную эффективность проекта 3.7.4:

$$\mathcal{E}_{cp} = \frac{I_{финр}^p}{I_{финаi}^{ai}}, \quad (3.7.4)$$

Результат вычисления сравнительной эффективности проекта и сравнительная эффективность анализа представлены в таблице 3.16.

Таблица 3.16 – Сравнительная эффективность разработки

№	Показатели	Текущая работа	Аналог 1	Аналог 2
1	Интегральный финансовый показатель разработки	1	1,04	1,08
2	Интегральный показатель ресурсоэффективности разработки	4,8	3,6	2,75
3	Интегральный показатель эффективности	4,8	3,61	2,55
4	Сравнительная эффективность вариантов исполнения	1,33	1,85	1

Полученные результаты подтверждают преимущества выбранного варианта методики научного исследования и доказывает его наибольшую эффективность.

3.8 Выводы по разделу

В данном разделе оценены экономические аспекты и ресурсоэффективность данного исследования, получены следующие результаты:

- потенциальными потребителями результатов данного исследования являются ОКБ и атомная промышленность;

- проведен анализ конкурентных технических решений научного исследования, в котором выяснено, что выбранная в исследовании методика является наиболее предпочтительной благодаря наилучшей точности и функциональной мощности, что делает её наиболее конкурентоспособной. Проведенный SWOT-анализ показал, что преимущества разработанной методики преобладают над её недостатками, а выявленные угрозы являются устранимыми. В ходе выполнения работы:

- построена диаграмма Ганта, которая наглядно иллюстрирует затрачиваемое время для осуществления научного исследования. Общее количество календарных дней, в течение которых работал исполнитель составило 74, а общее количество календарных дней, в течение которых работал Научный руководитель – 10;

- определена смета научного исследования, выявлены основные статьи расходов. Бюджет затрат данной научно-исследовательской работы составил 129314 рублей; основной статьёй расходов являются зарплаты для научного руководителя и инженера (84375 рублей).

- значение интегрального показателя ресурсоэффективности составило 4,80, в то время как у аналогов данные показатели составили 3,75 и 2,75 соответственно, что говорит о наибольшей эффективности выбранной методики исследования.

ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА «СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»

Студенту:

Группа	ФИО
0AM12	Герасимчуку Александру Михайловичу

Школа	ИЯТШ	Отделение школы (НОЦ)	ОЯТЦ
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	14.04.02 «Ядерные физика и технологии»

Исходные данные к разделу «Социальная ответственность»:

<i>1. Описание рабочего места (рабочей зоны) на предмет возникновения:</i>	<ul style="list-style-type: none"> – Вредных факторов производственной среды: повышенный уровень электромагнитных полей, отклонение показателей микроклимата от оптимальных, шум, вибрация от ПЭВМ; – опасных факторов производственной среды: вероятность возникновения пожара, вероятность поражения электрическим током.
<i>2. Перечень законодательных и нормативных документов по теме</i>	<ul style="list-style-type: none"> – Требование охраны труда при работе с ПЭВМ; – электробезопасность; – пожарная безопасность.

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

<i>1. Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:</i>	<ul style="list-style-type: none"> – Действие фактора на организм человека; – приведение допустимых норм с необходимой размерностью; – предлагаемые средства защиты.
<i>2. Анализ выявленных опасных факторов проектируемой произведённой среды в следующей последовательности</i>	<ul style="list-style-type: none"> – Электробезопасность (в т.ч. источники, средства защиты); – пожаровзрывобезопасность (причины, профилактические мероприятия, первичные средства пожаротушения).

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	13.03.2023
--	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ	Передерин Ю.В.	к.т.н.		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM12	Герасимчук Александр Михайлович		

4 Социальная ответственность

В современных условиях одним из основных направлений коренного улучшения всей профилактической работы по снижению производственного травматизма и профессиональной заболеваемости является повсеместное внедрение комплексной системы управления охраной труда, то есть путем объединения разрозненных мероприятий в единую систему целенаправленных действий на всех уровнях и стадиях производственного процесса.

Опасным производственным фактором называется такой производственный фактор, воздействие которого в определенных условиях приводят к травме или другому внезапному, резкому ухудшению здоровья.

Вредным производственным фактором называется такой производственный фактор, воздействие которого на работающего в определенных условиях приводит к заболеванию или снижению трудоспособности.

Так как исследование производилось с помощью ЭВМ, то целью данного раздела является анализ соблюдения санитарных норм и правил в процессе работы над проектом с применением компьютера. Рассматриваются меры необходимые для защиты сотрудника от негативного воздействия среды. Исследуются вредные и опасные факторы, которые негативно влияют на здоровье человека при работе с соответствующими элементами. Изучаются способы снижения воздействия этих факторов до допустимых пределов. Кроме того, рассматриваются возможные чрезвычайные ситуации и действия, выполняемые при их возникновении.

Работа проводилась в аудитории № 317 учебного корпуса №10.

4.1 Производственная безопасность

Производственные условия на рабочем месте характеризуются наличием опасных и вредных факторов, которые отображены в таблице 4.1.

Таблица 4.1 – Опасные и вредные факторы

Факторы (ГОСТ 12.0.003-2015 [63])	Нормативные документы
1. Микроклимат	ГОСТ 30494-96. Здания жилые и общественные. Параметры микроклимата в помещениях [64]
2. Шум	ГОСТ 12.1.003-83. Система стандартов безопасности труда (ССБТ). Шум. Общие требования безопасности (с Изменением N 1) [65]
3. Освещенность рабочей зоны	СНиП 23-05-95*. Естественное и искусственное освещение (с Изменением N 1) [66]
4. Пожаровзрывобезопасность	СП 12.13130.2009. Определение категорий помещений, зданий и наружных установок по взрывопожарной и пожарной опасности (в ред. изм. № 1, утв. приказом МЧС России от 09.12.2010 № 643) [67]; ГОСТ 12.1.004-91 Система стандартов безопасности труда. Пожарная безопасность. Общие требования [68].
5. Электробезопасность	ГОСТ 12.1.009-76 Система стандартов безопасности труда (ССБТ) [69] ГОСТ Р 12.1.019-2017 ССБТ Электробезопасность [70] ГОСТ Р МЭК 61140-2000 Защита от поражения электрическим током. Общие положения по безопасности, обеспечиваемой электрооборудованием и электроустановками в их взаимосвязи [71]
6 Электромагнитный поля	ГОСТ 12.1.006-84. Электромагнитные поля радиочастот. Допустимые уровни на рабочих местах и требования к проведению контроля [72].

4.2 Микроклимат

Показателями, характеризующими микроклимат, являются [73]:

- температура воздуха;
- относительная влажность воздуха;
- скорость движения воздуха;
- интенсивность теплового излучения.

Источником возникновения отклонений вышеперечисленных параметров является: нагрев поверхностей технологического оборудования,

влияние окружающей среды на рабочее помещение, неправильная проектировка и/или выбор материалов рабочего помещения, неверный режим работы вентиляции.

В целом отклонение показателей микроклимата приводит к снижению работоспособности человека, переутомляемости и риску возникновения заболеваний. Каждый из параметров микроклимата оказывает влияние на человека, а в совокупности они могут усиливать негативное влияние на организм.

Так, понижение температуры воздуха ведёт к переохлаждению организма, повышение скорости движения воздуха лишь усиливает этот эффект. Повышение температуры воздуха приводит к перегреву организма, если при этом влажность воздуха высокая, то менее интенсивно испаряется пот и тем быстрее наступает перегрев организма, приводящий к снижению работоспособности. Интенсивное тепловое излучение приводит к чрезмерному нагреву воздуха в помещении со всеми вытекающими последствиями.

Каждой категории работ присваиваются определённые оптимальные и допустимые параметры микроклимата. Работа персонала категоризируется как лёгкая физическая работа (категория 1б). Показатели для температуры, влажности и скорости воздуха представлены в приложении Д таблице Д.1.

Для удобства работы в помещении необходимо нормирование параметров микроклимата, то есть необходимо проведение мероприятий по контролю способов и средств защиты от высоких и низких температур, системы отопления, вентиляции и кондиционирования воздуха, искусственное освещение и т.п.

Для поддержания данных санитарных норм достаточно иметь естественную неорганизованную вентиляцию помещения и местный кондиционер полного кондиционирования воздуха, обеспечивающий постоянство температуры, относительной влажности, скорости движения и чистоты воздуха.

Для расчёта кратности воздухообмена вентилятора в лаборатории объёмом $V = 140 \text{ м}^3$ ($S = 40 \text{ м}^2$, $h = 3,5 \text{ м}$), который будет обеспечивать циркуляцию воздушных масс в помещении, воспользуемся формулой [74]:

$$W = V \cdot k, \quad (4.1)$$

где k – нормированная кратность воздухообмена (для лабораторий $k = 3$) [74].

Подставляя данные в формулу (4.1), получим характеристику кратности воздухообмена вентилятора:

$$W = 140 \cdot 3 = 420 \frac{\text{м}^3}{\text{ч}}.$$

Таким образом, в аудиторию необходимо поставить вентилятор VARP Alpha 420×170 с производительностью $420 \text{ м}^3/\text{ч}$ [75].

Также необходима система центрального отопления, обеспечивающая заданный уровень температуры в зимний период [76]. В зимний период в аудитории для поддержания необходимой температуры используется система водяного отопления. Эта система надёжна в эксплуатации и обеспечивает возможность регулирования температуры в широких пределах. При устройстве системы вентиляции и кондиционирования воздуха в помещении аудитории необходимо соблюдать определенные требования пожарной безопасности [68]. В зимнее время в помещении необходимо предусмотреть систему отопления. Она должна обеспечивать достаточное, постоянное и равномерное нагревание воздуха. В помещениях с повышенными требованиями к чистоте воздуха должно использоваться водяное отопление.

По защите исследователя от действия вредного фактора в помещении № 317 отклонения показателей микроклимата создаются микроклиматические условия отоплением, обменной вентиляцией и кондиционированием воздуха согласно [74, 76, 77].

4.3 Шум

Превышение уровня шума. возникает при работе механических и электромеханических изделий.

Для оценивания шумовой обстановки допускается использовать числовую характеристику, называемую уровнем звука (измеряется в дБ). В соответствии с [78] допустимый уровень шума при работе, требующей сосредоточенности, работе с повышенными требованиями к процессам наблюдения и дистанционного управления производственными циклами на рабочих местах в помещениях с шумным оборудованием, составляет 75 дБ. Зоны с уровнем звука 80 дБ должны быть обозначены знаками безопасности согласно [79].

В аудитории, в которой производились расчеты, основными источниками шума являются кондиционер, компьютеры (охлаждение внутри системного блока).

В соответствии со спецификацией на компьютер DNS Office XL, уровень шума блока питания компьютера составляет 5-10 дБ, уровень шума охлаждающего устройства процессора 15-20 дБ, остальные элементы охлаждения являются пассивными и их уровень шума не учитывается. Шум, вызываемый работой оптических приводов, также не учитывается, так как они используются в работе незначительно малое время.

В соответствии со спецификацией на кондиционер Haier HSU-12НТМ103/R3, максимальный уровень шума, производимого внутренним его блоком, составляет 37 дБ.

В рассматриваемый аудитории дополнительная звукоизоляция не требуется, так как предельное значение уровня шума не достигается.

Для доведения уровня шума до санитарных норм следует придерживаться следующих правил при организации труда в помещении:

- внутренний блок кондиционера следует располагать вдали от людей, занимающихся творческой деятельностью (программисты), и не использовать на полную мощность, если позволяют климатические условия;
- своевременно осуществлять профилактику системных блоков компьютеров (очистка от пыли и смазывание движущихся частей охлаждающих установок, замена излишне шумных комплектующих).

Защита от повышенных уровней шума в помещении № 317 осуществляется методами его снижения в источнике образования и на пути распространения, устройством экранов и звукопоглощающих облицовок, средствами индивидуальной защиты согласно [78, 79].

4.4 Освещение

Недостаточная освещенность рабочей зоны также считается одним из факторов, влияющих на работоспособность человека. Для промышленных предприятий оптимальная освещенность территории и помещений является важной и непростой технической задачей, решение которой обеспечивает нормальные гигиенические условия для работающего персонала. Правильно подобранные источники света и их проектирование создают условия для производственного труда, корректности выполнения технологических операций, соблюдения правил и техники безопасности.

Главной задачей светотехнических расчётов для искусственного освещения является определение требуемой мощности электрической осветительной установки для создания заданной освещённости.

Внутри помещений по способу размещения светильников и распределению освещенности различают следующие системы искусственного освещения: общее и комбинированное.

Общим называется освещение, светильники которого освещают всю площадь помещения, как занятую оборудованием или рабочими местами, так и вспомогательную. В зависимости от расположения светильников различают

равномерное и локализованное общее освещение. При общем равномерном освещении светильники располагаются в верхней зоне помещения равномерно, обеспечивая тем самым одинаковую освещенность всего помещения. Оно применяется, как правило, когда расположение рабочих зон при проектировании неизвестно либо при гибкой планировке. При общем локализованном освещении светильники размещают с учетом расположения технологического оборудования, создавая на отдельных поверхностях требуемый уровень освещения.

Комбинированная система освещения состоит из общего и местного освещения. Общее освещение предназначено для освещения проходов и участков, где работы не производятся, а также для выравнивания яркости в поле зрения работающих. Местное освещение обеспечивается светильниками, располагаемыми непосредственно на рабочих местах. Ему следует отдавать предпочтение, если в нескольких рабочих зонах помещения должны решаться различные зрительные задачи и поэтому для них требуются различные уровни освещенности. Оно также необходимо, когда рабочие места территориально отдалены друг от друга. При этом следует иметь в виду, что устройство только местного освещения недопустимо, так как оно создает большую разность освещенности рабочих поверхностей и окружающего пространства, что неблагоприятно сказывается на зрении [66].

При учете особенностей процесса работ на компьютере допускается применение системы общего равномерно освещения.

Для общего освещения применяются газоразрядные лампы: дневной (ЛД), холодно-белой (ЛХБ), тепло-белой (ЛТБ) и белой цветности (ЛБ).

Помещение с компьютером имеет следующие параметры:

- Высота помещения: $H = 350$ см;
- Расстояние светильников от перекрытия: $h_c = 35$ см.

Рассчитаем высоту светильника над полом, высоту подвеса:

$$h_n = H - h_c = 350 - 35 = 315 \text{ см.} \quad (4.2)$$

Высота рабочей поверхности над полом: $h_{pn} = 75$ см.

Рассчитаем высоту светильника над рабочей поверхностью:

$$h = h_n - h_{pn} = 315 - 75 = 260 \text{ см.} \quad (4.3)$$

При освещении рабочего помещения двухламповыми светильниками ОД при одиночной установке или при непрерывных рядах из одиночных светильников в соответствии с требованиями наименьшая допустимая высота подвеса над полом составляет 3,5 м. Рассчитанная величина $h = 2,6$ м не соответствует требованиям.

Расстояние между соседними светильниками: $L = 3,75$ см.

Расстояние от крайних светильников до стены: $l = 0,9$ см.

Данное расстояние от крайних светильников до стены является подходящим, так как необходимая величина равна:

$$\frac{L}{3} = \frac{3,75}{3} = 1,25 \text{ см.} \quad (4.4)$$

Интегральным критерием оптимальности расположения светильников является величина, равная:

$$\lambda = L / h . \quad (4.5)$$

Данная величина должна составлять 1,4 при лучшем и качественном расположении светильников. Рассчитаем оптимальное расстояние между светильниками:

$$L = \lambda \cdot h = 1,4 \cdot 2,6 = 3,64 \text{ м.} \quad (4.6)$$

Данная величина полностью соответствует настоящему расположению светильников.

Расчет общего равномерного искусственного освещения горизонтальной рабочей поверхности выполняется методом коэффициента светового потока - φ :

$$\varphi = \frac{E_k \cdot S \cdot K_s \cdot Z}{N \cdot n} = \frac{200 \cdot 40 \cdot 1,5 \cdot 1,1}{5 \cdot 0,49} = 5387,8 \text{ Лм,} \quad (4.7)$$

где E_k – нормируемая минимальная освещенность, согласно [66]:
 $E_k = 200$ Лм (разряд зрительной работы VI: очень малой точности);

S – площадь освещаемого помещения: $S = 40$ м²;

K_3 – коэффициент запаса, учитывающий загрязнение светильника, наличие в атмосфере дыма, пыли: $K_3 = 1,5$ (помещение с малым выделением пыли);

Z – коэффициент неравномерности освещения: $Z = 1,1$ (для люминесцентных ламп);

N – число ламп в помещении: $N = 5$;

n – коэффициент использования светового потока: $n = 0,49$.

В соответствии со значением рассчитанного светового потока $\varphi = 5387,8$ Лк, ближайшей световой люминесцентной лампой является лампа типа ЛХБ с электрической мощностью осветительной системы 65 Вт.

Для защиты от недостаточной освещенности рабочей зоны в помещении № 317 естественное освещение по своему спектру является наиболее приемлемым, но не всегда его оказывается достаточно. Это связано во многом с режимом работы. Обычно рекомендуется применять общее и комбинированное освещение. Нормы освещенности рабочего места соответствуют [66].

4.5 Электромагнитные поля

Основным вредным фактором при использовании ЭВМ является электромагнитное излучение от составляющих частей компьютера. Нормы вредных допустимых уровней (ВДУ) электромагнитного излучения ЭВМ, установленные в [72], показаны в таблице Д.2 приложения Д.

Распространение электромагнитного поля (ЭМП) происходит с помощью электромагнитных волн, которые в свою очередь излучают заряженные частицы, молекулы и атомы. Вред электромагнитного излучения официально доказан и подтвержден соответствующими исследованиями

ученых, поэтому по мере возможности нужно ограничивать его влияние на организм человека.

Экран и системные блоки ЭВМ также производят электромагнитное излучение. Основная его часть происходит от системного блока и видеокабеля. Напряженность электромагнитного поля на расстоянии 50 см вокруг экрана по электрической составляющей должна соответствовать [72].

Повышенный уровень электромагнитного излучения может негативно влиять на организм человека, а именно приводить к нервным расстройствам, нарушению сна, значительному ухудшению зрительной активности, ослаблению иммунной системы, расстройствам сердечно-сосудистой системы. Для защиты от ЭМП пользуются увеличением расстояния от источника (экран должен находиться на расстоянии не менее 50 см от пользователя).

В аудитории № 317 излучение соответствует нормам [72].

4.6 Пожаровзрывобезопасность

В зависимости от характеристики используемых в производстве веществ и их количества, по пожарной и взрывной опасности помещения подразделяются на категории А, Б, В, Г, Д в соответствии с [67, 80]. Так как помещение, в котором производится исследование по степени пожаровзрывоопасности относится к категории В, то есть, к помещениям с твердыми сгорающими веществами, необходимо предусмотреть ряд профилактических мероприятий.

Возможные причины загорания:

- Неисправность токоведущих частей установок;
- Работа с открытой электроаппаратурой;
- Короткие замыкания в блоке питания;
- Несоблюдение правил пожарной безопасности;

– Наличие горючих компонентов: документы, двери, столы, изоляция кабелей и т.п.

Мероприятия по пожарной профилактике разделяются на организационные, технические, эксплуатационные и режимные.

Для предупреждения возникновения пожара от коротких замыканий, перегрузок и т. д. необходимо соблюдение следующих правил пожарной безопасности [67]:

– Исключение образования горючей среды (герметизация оборудования, контроль воздушной среды, рабочая и аварийная вентиляция);

– Применение при строительстве и отделке зданий негорючих или трудно сгораемых материалов;

– Правильная эксплуатация оборудования (правильное включение оборудования в сеть электрического питания, контроль нагрева оборудования);

– Правильное содержание зданий и территорий (исключение образования источника воспламенения);

– Обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности;

– Наличие плана эвакуации;

– Соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения;

– Правильное размещение оборудования;

– Своевременный профилактический осмотр, ремонт и испытание оборудования.

При возникновении аварийной ситуации необходимо:

– Сообщить руководству (дежурному);

– Позвонить в соответствующую аварийную службу или МЧС – тел. 112;

– Принять меры по ликвидации аварии в соответствии с инструкцией.

4.7 Электробезопасность

Электробезопасность – система организационных и технических мероприятий и средств, обеспечивающих защиту людей от вредного и опасного воздействия электрического тока, электродуги, электромагнитного поля и статического электричества согласно [70]. Электрический ток, проходя через тело человека, производит тепловое, химическое и биологическое воздействие, тем самым нарушая нормальную жизнедеятельность. Работники, принимаемые для выполнения работ в электроустановках, должны иметь профессиональную подготовку, соответствующую характеру работы.

Поражение электрическим током возникает при соприкосновении с электрической цепью, в которой присутствуют источники напряжения и/или источники тока, способные вызвать протекание тока по попавшей под напряжение части тела. Обычно чувствительным для человека является пропускание тока силой более 1 мА. Кроме того, на установках высокого напряжения возможен удар электрическим током без прикосновения к токоведущим элементам, в результате утечки тока или пробоя воздушного промежутка с образованием электродуги. В рамках текущей работы не производились контакты с открытыми источниками электрического тока. Ток, протекающий в компьютерной периферии (компьютерная мышь, клавиатура), не представляет существенной опасности для здоровья человека. Согласно классификации, аудитория № 317 10 корпуса ТПУ подходит под помещения 1 класса, в котором рабочие напряжения не превышают 1000 В [70].

4.8 Безопасность в аварийных и чрезвычайных ситуациях

Чрезвычайная ситуация (ЧС) – обстановка на определенной территории, сложившаяся в результате аварии, опасного природного явления, катастрофы, стихийного или иного бедствия, которые могут повлечь или повлекли за собой человеческие жертвы, ущерб здоровью людей или окружающей природной

среде, значительные материальные потери и нарушение условий жизнедеятельности людей [81]. Чрезвычайные ситуации делятся на несколько типов. Есть два вида чрезвычайных ситуаций:

- техногенная;
- природная.

К техногенным ЧС можно отнести пожары, взрывы, диверсии, выбросы ядовитых веществ. К природным ЧС относятся природные катаклизмы. Наиболее вероятной техногенной ЧС являются пожары.

К опасностям несчастного случая относится внезапный и неуправляемый источник энергии: двигающийся предмет, неуправляемое движение или энергия.

Рассмотрим возможные аварийные и чрезвычайные ситуации в аудитории №317 учебного корпуса № 10 ТПУ, а именно:

- возникновение пожара;
- удар электрическим током;
- падение с высоты собственного роста;
- падение с лестницы.

Аварийные и чрезвычайные ситуации и мероприятия по их предотвращению и ликвидации последствий представлены в таблице 4.2.

Рассмотрены мероприятия по предотвращению и ликвидации последствий этих ситуаций, согласно [81].

Таблица 4.2 – Аварийные и чрезвычайные ситуации и мероприятия по их предотвращению и ликвидации последствий

№	АС и ЧС	Мероприятия по предотвращению АС и ЧС	Мероприятия по ликвидации последствий аварийной ситуации
1	Травмирование по причине падения с высоты соответственно роста	<ol style="list-style-type: none"> 1. Содержание помещения в надлежащем порядке. 2. Ограничение рабочего пространства. 3. Своевременное проведение инструктажа. 	<ol style="list-style-type: none"> 1. Осмотреть или опросить пострадавшего; 2. Если необходимо – позвонить в службу 112; 3. Остановить кровотечение, если оно имеется; 4. Если есть подозрение, что у пострадавшего сломан позвоночник, необходимо обеспечить пострадавшему полный покой в положении лежа на спине до оказания квалифицированной медицинской помощи.
2	Травмирование по причине падения с лестницы	<ol style="list-style-type: none"> 1. Установка поручней на лестницу. 2. Покрытие ступенек лестницы антискользящим покрытием. 3. Своевременное проведение инструктажа. 	<ol style="list-style-type: none"> 1. Позвонить в службу 112; 2. Остановить кровотечение, если оно имеется; 3. Если есть подозрение, что у пострадавшего сломан позвоночник, необходимо обеспечить пострадавшему полный покой в положении лежа на спине до оказания квалифицированной медицинской помощи.
3	Травмирование по причине удара электрическим током	<ol style="list-style-type: none"> 1. Заземление всех электроустановок. 2. Ограничение рабочего пространства. 3. Обеспечение недоступности токоведущих частей аппаратуры. 4. Своевременное проведение инструктажа. 	<ol style="list-style-type: none"> 1. Быстро освободить пострадавшего от действия электрического тока [71]; 2. Если необходимо – позвонить в службу 112; 3. Если пострадавший потерял сознание, но дыхание сохранилось, его следует удобно уложить, расстегнуть стесняющую одежду, создать приток свежего воздуха и обеспечить полный покой; 4. Пострадавшему надо дать понюхать нашатырный спирт, сбрызнуть лицо водой, растереть и согреть тело; 5. При отсутствии дыхания нужно немедленно делать искусственное дыхание и массаж сердца.

Продолжение таблицы 4.2

4	Пожар	<ol style="list-style-type: none"> 1. Своевременное проведение инструктажа. 2. Установление средств автоматического пожаротушения в помещениях. 3. Установка датчиков дыма и огня. 4. Обеспечение путей эвакуации и поддержание их в надлежащем состоянии. 5. Контроль работы электроприборов. 	<ol style="list-style-type: none"> 1. Обесточить помещение, прекратить поступление воздуха; 2. Позвонить в службу 112 3. Немедленно сообщить о пожаре дежурному или на пост охраны; 4. По возможности принять меры по эвакуации людей, тушению пожара и спасению материальных ценностей.
---	-------	---	--

В главе рассмотрены вредные и опасные факторы:

- электромагнитные поля [72];
- микроклимат [74, 76, 77];
- освещенность [66];
- шум [78, 79];
- пожаровзрывобезопасность [67, 68];
- электробезопасность [70].

Аудитория № 317 10 корпуса ТПУ учебного корпуса отнесена к классу В по пожаровзрывобезопасности [67, 68] и к 1 категории по электробезопасности [70].

В данном разделе рассмотрены потенциальные аварийные и чрезвычайные ситуации, которые могут возникнуть при работе в аудитории № 317 10 корпуса ТПУ. Рассмотрены мероприятия по предотвращению и ликвидации последствий этих ситуаций, согласно [81].

Заключение

Выход радионуклидов — это один из наиболее важных параметров, которые необходимо учитывать при обращении с радиоактивными отходами. Понимание этого показателя помогает определить, насколько эффективен материал для захоронения радиоактивных отходов и как он взаимодействует с окружающей средой. Также это важный фактор для определения рисков для здоровья людей и животных, которые могут быть подвержены воздействию радионуклидов.

Актуальность этой темы в последние годы только возросла, так как количество радиоактивных отходов в мире продолжает расти. Многие страны сталкиваются с проблемой утилизации и захоронения радиоактивных отходов, которые продолжают накапливаться. Однако, не все материалы, используемые для захоронения, одинаково эффективны в предотвращении выхода радионуклидов, что может привести к серьезным последствиям для окружающей среды и здоровья людей.

Поэтому важно проводить исследования и анализировать выход радионуклидов для определения наиболее эффективных материалов для захоронения радиоактивных отходов.

Разработана модель миграции радионуклидов из матричных образцов, предназначенных для иммобилизации высокоактивных отходов, на основе решения одномерного уравнения массопереноса. Верификация модели показало малозначительное отклонение результатов не более 8 %.

При исследовании скоростей выхода долгоживущих радионуклидов из матричного образца на основе алюмината неодима было установлено, что рассматриваемый образец способен более надежно удерживать радионуклиды. Эффективность NdAlO_3 при удержании радионуклидов Pu^{239} на 33 % выше по сравнению с традиционными силикатными стеклами российского и международного производства. Для изотопов Np^{237} и U^{235} на 8 и 10 % соответственно.

Исследование изменения концентрации долгоживущих продуктов деления из рассматриваемых матриц так же показало эффективность алюмината неодима: скорость выхода I^{129} ниже на 11 % по сравнению со стеклами; для Cs^{135} и Tc^{99} – 16 и 18 % соответственно.

Таким образом, алюминат неодима может рассматриваться качестве перспективной иммобилизационной матрицы.

Также определена смета научного исследования, выявлены основные статьи расходов. Бюджет затрат данной научно-исследовательской работы составил 129314 рублей; основной статьёй расходов являются зарплаты для научного руководителя и инженера (84375 рублей). Значение интегрального показателя ресурсоэффективности составило 4,80, в то время как у аналогов данные показатели составили 3,75 и 2,75 соответственно, что говорит о наибольшей эффективности выбранной методики исследования.

Проанализированы вредные и опасные факторы, возникающие в ходе исследовательского процесса. К ним относятся: отклонение микроклимата в помещении, недостаточная освещённость рабочей зоны, опасность пожара и поражение электрическим током.

Список используемых источников

1. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-2009). М.: Ромпотребнадзор, 2009. 72 с.
2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010), утвержденные Постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 26.04.2010 № 40.
3. Фосфатные стекла с радиоактивными отходами. Под. ред. А.А. Вашмана и А.С. Полякова. М.: ЦНИИАтоминформ, 1997. 172 с.
4. Очкин А.В., Бабаев Н.С., Магомедбеков Э.П. Введение в радиоэкологию. М.: ИздАТ, 2003, 200 с.
5. Bowan B.W. II, Joseph I., Matlack K.S. et. al. Test of Simultaneous Melt Rate and Waste Loading Enhancement for DWPF HLW Streams // Waste Management 2010 Conference, March 7-11, 2010, Phoenix, AZ. 2010. CD-ROM. ID 10254.
6. Андрюшин И. А., Юдин Ю. А. Обзор проблем обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом //Саров: изд-во ФГУП «РФЯЦ- ВНИИЭФ. – 2010. -119 с.
7. Tank waste retrieval, processing, and on-site disposal at three Department of Energy sites: Final report [Электронный ресурс] / Committee on the Management of Certain Radioactive Waste Streams Stored in Tanks at Three Department of Energy Sites: Nuclear and Radiation Studies Board : Division on Earth and Life Studies : National Research Council of the National Academy of Sciences. – Washington D.C.: The National Academies Press, 2006. – 214 p. URL: <http://www.wmsym.org/archives/2007/panels/48-05.pdf>. (дата обращения: 28.03.2023)
8. Бабаин В. А., Смирнов И. В., Аляпышев М. Ю. и др. Использование UNEX- процесса для переработки отходов с высоким содержанием редкоземельных элементов. I //Вопросы радиационной безопасности. – 2006. – №. 3. – С. 3-12.

9. Логунов М.В., Дзекун Е. Г., Скобцов А. С. И др. Разработка и опытно-технологические испытания комплексной экстракционно-осадительной технологии фракционирования жидких высокоактивных отходов на ФГУП «ПО «Маяк»» // *Вопр. радиац. безопас.* – 2008. – № 4. – С. 3–15.
10. Salvatores M., Palmiotti G. Radioactive waste partitioning and transmutation within advanced fuel cycles: Achievements and challenges // *Progress in Particle and Nuclear Physics.* – 2011. – Т. 66. – №. 1. – С. 144-166.
11. Nishihara K., Nakayama S., Morita Y., et al. Impact of partitioning and transmutation on LWR high-level waste disposal // *J. Nucl. Sci. Technol.* – 2008. – V. 45, No. 1. – P. 84– 97.
12. Мастрюкова Т. А., Артюшин ОИ О. И. Л., Тананаев И. Г. *Рос. хим. ж //Ж. Рос. хим. об-ва им. ДИ Менделеева.* – 2005. – Т. 49. – №. 2. – С. 86-96.
13. Верещагина Т. А. Микросферические сорбенты на основе ценосфер для иммобилизации жидких радиоактивных отходов в минералоподобной форме: диссертация ... доктора химических наук: 05.17.01 / Верещагина Татьяна Александровна; [Место защиты: Институт химии и химической технологии СО РАН
14. Федеральное государственное бюджетное учреждение науки].- Красноярск, 2014.- 375 с.
15. Тананаев И. Г. Методы экстракции в радиохимической технологии и радиозэкологии. / DocPlayer.ru, 2017 URL: <http://docplayer.ru/75489218> (дата обращения: 28.03.2023)
16. Глаголенко Ю. В., Дзекун Е. Г., Дрожко Е. Г. и др. Стратегия обращения с радиоактивными отходами на производственном объединении «Маяк» // *Вопросы радиационной безопасности.* – 1996. – №. 2. – С. 3-11.
17. Пат. 2400846 Российская Федерация, МПК G21F9/28. Способ растворения некондиционного и/или отработавшего ядерного топлива [Текст] / Винокуров С.Е., Трофимов Т.И.; заявитель и патентообладатель ГЕОХИ РАН (RU). - № 2009125329/06; заявл. 02.07.2009; опубл. 27.09.2010, Бюл. № 27. —

9 с. : ил.

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

19. Омеляненко Б.И. Лившиц Т.С, Юдинцев С.В. и др. Природные и искусственные минералы матрицы для иммобилизации актинидов //Геология рудных месторождений. – 2007. – Т. 49. – №. 3. – С. 195-217.

20. Обручиков А.В. Обращение с радиоактивными отходами: учеб. пособие/ А.В. Обручиков, Е.А. Тюпина – М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2014. – 188 с.

21. Фёдоров Ю.С., Куляко Ю.М., Блажева И.В. и др. Растворение ОЯТ ВВЭР-1000 в слабокислом растворе нитрата железа и извлечение актинидов и редкоземельных элементов растворами ТБФ //Радиохимия. – 2016. – Т. 58. – №. 3. – С. 229-233.

22. Куляко Ю.М., Перевалов С.А., Трофимов Т.И. и др. Факторы, определяющие эффективность растворения керамических таблеток UO₂ в водных растворах нитрата железа //Радиохимия. – 2014. – Т. 56. – №. 3. – С. 210-213.

23. Яничева Н.Ю., Николаев А.И., Иванюк Г.Ю. и др. Титанатная керамика на основе Cs-SrO обменных форм ЛНТ-9 и иванюкит // Сб. матер. науч. конф. «Неорганическая химия – фундаментальная основа в материаловедении керамических, стеклообразных и композиционных материалов». Апатиты, 2016. С. 27-29.

24. Борисов Г.Б., Борисова З.С., Волчок Ю.Ю. Синтез и исследование свойств ультрапористой кварцевой керамики как матрицы для иммобилизации фракции РЗЭ+ТУЭ и Zr из жидких радиоактивных отходов // Вопросы радиационной безопасности. 2005. № 4. С. 3-11.

25. Гаспарян М.Д., Грунский В.Н., Беспалов А.В. и др. Керамические высокопористые блочно-ячеистые фильтры-сорбенты для улавливания паров

цезия. // Огнеупоры и техническая керамика. 2013. № 7-8. С. 3-7

26. Кобеко П.П. Аморфные вещества / П.П. Кобеко – Москва, Ленинград: Изд-во АН СССР, 1952. – 435 с.

27. Лебедев А. А. О полиморфизме и отжиге стекла // Тр. ГОИ. 1921. Т. 2. С. 1–26.

28. Zachariasen W.H. The atomic arrangement in glass // J. Am. Chem. Soc. – 1932. – V. 54. – № 10. – pp. 3841–3851.

29. Соболев И.А., Ожован М. И., Щербатова Т.Д., Батюхнова О.Г. Стекла для радиоактивных отходов. – М.: Энергоатомиздат, 1999. 240 с.: ил.

30. Ожован М., Полуэктов П. Применение стекол при иммобилизации радиоактивных отходов // Atomic-Energy.ru 2008- 2017. URL: <http://www.atomic-energy.ru/technology/33037> (дата обращения: 07.07.2017).

31. Мухин Е.Я., Гуткина Н.Г. Кристаллизация стекол и методы ее предупреждения. М.: Государственное издательство оборонной промышленности, 1960.

32. Галактионов А.Д., Фотиев А.А., Штин А.П., Ходос М.Я. Физико-химические свойства щелочных алюмофосфатных стекол. Сборник «Синтез и свойства соединений редких элементов 3-5 групп», - АН СССР, УНЦ, Свердловск, 1976, с.95- 104.

33. Никифоров А.С., Куличенко В.В., Жихарев М.И. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1985. - 183 с.

34. Аппен А.А. Химия стекла. Л.: Химия, 1974. 351 с.

35. Химическая технология стекла и ситаллов. Под ред. Н.М. Павлушкина. М.: Стройиздат, 1983. 432 с.

36. Matyunin Y. I., Alexeev O. A., Ananina T. N. Immobilization of plutonium dioxide into borobasalt, pyroxene and andradite compositions //GLOBAL 2001 International Conference on «Back End of the Fuel Cycle: From Research to Solutions», Paris. – 2001.

37. Wirkus C.D., Wilder D.R. Uranium-Bearing Glasses in the Silicate and Phosphate Systems // J. Nucl. Mat. – 1962. – V.5. – P. 140-146.

38. Hatch L.P., Weth G.C., Tuthill E.J. Ultimate Disposal of High-Level Radioactive Wastes – Fixation in Phosphate Glass with Emphasis on the Continuous Mode of Plant Operation // Treatment and Storage of High Level Radioactive Wastes. Vienna: IAEA, 1963. P. 531-542.

39. Brezhneva N.E., Minaev A.A., Oziraner S.N. Vitrification of High Sodium-Aluminum Wastes: Composition Ranges and Properties // Scientific Basis for Nuclear Waste Management. V.1, G.J. McCarthy (ed.), New York: Plenum Press, 1979. P. 43-50.

40. Sales B.C., Boatner L.A. Physical and Chemical Characteristics of Lead-Iron Phosphate Nuclear Waste Glass // J. Non-Cryst. Solids. – 1986. – V.79. – P. 83-116.

41. Day D.E., Wu Z., Ray C.S., Hrma P. Chemically Durable Iron Phosphate Glass Wasteforms // J. Non-Cryst. Solids. – 1998. – V. 241. – P. 1-12.

42. Marasinghe G.K., Karabulut M., Ray C.S. et al. Properties and Structure of Vitrified Iron Phosphate Nuclear Wasteforms // J. Non-Cryst. Solids. – 2000. – V.263-264. –P. 146- 154.

43. Kim C.W., Ray C.S., Zhu D. et al. Chemically Durable Iron Phosphate Glasses for Vitrifying Sodium Bearing Waste (SBW) Using Conventional and Cold Crucible Induction Melting (CCIM) Techniques // J. Nucl. Mater. – 2003. – V.322. – P. 152-164.

44. Kim C.W., Day D.E. Immobilization of Hanford LAW in Iron Phosphate Glass // J. Non-Cryst. Solids. – 2003. – V. 331. – P. 20-31.

45. Fukui T., Ishinomori T., Endo Y. et al. Iron Phosphate Glass as Potential Waste Matrix for High-Level Radioactive Waste // Proc. Waste Management. – 2003 Conference. February 23-27. Tucson.

46. Aloy A.S., Soshnikov R.A., Trofimenko A.V. et al. Iron-Phosphate Glass (IPG) Waste Forms Produced using Induction Melter with Cold Crucible // Mat. Res. Soc. Symp. Proc. 2004. – V. 807. – P. 187-192.

47. – Geological disposal of spent fuel and high level and alpha bearing wastes: Proc. of an intern, symp. on geol. disposal of, held in Antwerp, 19-23 Oct.

1992 Vienna: IAEA, 1993. 487 p.

48. Day D.E., Brow R.K., Ray C.S. et al. Iron Phosphate Glass for Vitrifying Hanford AZ102 LAW in Joule Heated and Cold Crucible Induction Melters // Proc. Waste Management 2012 Conf. February 26 – March 1, 2012. Phoenix, AZ. – 2012. CD-ROM. Paper 12240.

49. Гладушко О.А., Горбачев В.В., Зибарова Т.А. Исследование структуры стекол системы $P_2O_5-B_2O_3-Al_2O_3$ методом ИК-спектроскопии // Физика и химия стекла – 1982. – Т. 6. – №1. – С.113-115.

50. Штин А.И., Долинский А.И., Слепухин В.К. Стеклообразование и некоторые свойства стекол в системе $K_2O-Al_2O_3-P_2O_5-TiO_2$. Физика и химия стекла. – 1977. – Т.6. – № 1. – С.67-73.

51. Вашман А.А. Структурное и валентное состояние ионов железа в натрийалюмофосфатном стекле // Атомная энергия. – 1994. –Т.76. – №. 6. С. 485- 490.

52. Kowada Y., Adashi H., Minami T. Electronic states and chemical bonding in phosphate glasses. - J. Phys. Chem., 1993, v.97, p.8989-8992.

53. Karabulut M., Marasinghe G. K., Ray C. S. et al. An investigation of the local iron environment in iron phosphate glasses having different Fe (II) concentrations //Journal of non-crystalline solids. – 2002. – Т. 306. – №. 2. – С. 182-192.

54. Минаев А.А. Рентгенографическое исследование поведения железа при остекловывании радиоактивных отходов // Радиохимия – 1979. – № 1. – С.28-32.

55. Иванов И.П., Котова Н.П. Исследование устойчивости Na Al - фосфатного стекла, содержащего радиоактивные изотопы Sr и Cs, в контакте с водой при $T = 25-350^\circ C$ и $P = P_{sat} - 500$ бар // Радиохимия. – 1999. – Т. 41. – № 1. – С. 90 - 94.

56. Meaker T.F., Peeler D.K., Marra J.C. et al. Actinide solubility in lanthanide borosilicate glass for possible immobilization and disposition // Mater. Res. Soc. Symp. Proc. – 1997. – V.465. – P. 1281-1286.

57. Научно-техническое пособие по подготовке обосновывающих материалов для принятия решения об отнесении радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам. Версия 3 / М. В. Ведерникова, С. В. Панченко и др. ; под общей редакцией И. И. Линге. — М.: ИБРАЭ РАН, 2022 г. — 200 с.

58. Rifkin J. XMD Molecular Dynamics Program. University of Connecticut, Center for Materials Simulation, Storrs, CT, 2002. 104 p. — <http://xmd.SourceForge.net/> (дата обращения: 18.03.2023).

59. I.B. Plecas, S.D. Dimovic. Mathematical Modelling of Immobilization of Radionuclides ^{137}Cs and ^{60}Co in Silicate Matrix. // The Open Waste Management Journal. — 2009, V.2 — P. 43-46

60. S. Peelman, J. Sietsma, Y. Yang. Recovery of Neodymium as from the Ferrous Fraction of a General WEEE Shredder Stream// Journal of Sustainable Metallurgy. — 2018, V.4 — P. 276-287

61. M. Nygren. Radiation Damage in Silicate Glasses // Digest of Literature on Dielectrics. — 1996, V41

62. Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение: учебно-методическое пособие / Н.А. Гаврикова, Л.Р. Тухватулина, И.Г. Видяев, Г.Н. Серикова, Н.В. Шаповалова. — Томск: НИ ТПУ, 2014. — 73 с. 51. Кнышова Е. Н. Экономика организации: учебник / Е. Н. Кнышова, Е. Е. Панфилова. — Москва: Форум Инфра-М, 2012. — 334 с.: ил. — Профессиональное образование

63. ГОСТ 12.0.003-2015 Система стандартов безопасности труда (ССБТ). Опасные и вредные производственные факторы. Классификация. Режим доступа: <https://docs.cntd.ru/document/1200136071/> (дата обращения: 14.02.2023).

64. ГОСТ 30494-96 Здания жилые и общественные. Параметры микроклимата в помещениях. Режим доступа: <http://docs.cntd.ru/document/1200003003> (дата обращения: 15.02.2023).

65. ГОСТ 12.1.003-83 Система стандартов безопасности труда (ССБТ). Шум. Общие требования безопасности (с Изменением N 1). Режим доступа: <http://docs.cntd.ru/document/5200291> (дата обращения: 15.02.2023).

66. СНиП 23-05-95* Естественное и искусственное освещение (с Изменением N 1) Режим доступа: <http://docs.cntd.ru/document/871001026> (дата обращения: 15.02.2023).

67. СП 12.13130.2009. Определение категорий помещений, зданий и наружных установок по взрывопожарной и пожарной опасности (в ред. изм. № 1, утв. приказом МЧС России от 09.12.2010 № 643). [Электронный ресурс]. Доступ из сборника НСИС ПБ. – 2011. – № 2 (45).

68. ГОСТ 12.1.004-91 Система стандартов безопасности труда. Пожарная безопасность. Общие требования. Режим доступа: <https://docs.cntd.ru/document/9051953> (дата обращения: 03.03.2023).

69. ГОСТ 12.1.009-2017 Система стандартов безопасности труда (ССБТ). Электробезопасность. Термины и определения Режим доступа: <https://docs.cntd.ru/document/1200161311> (дата обращения: 18.02.2023).

70. ГОСТ Р12.1.019-2017 ССБТ Электробезопасность Режим доступа: <https://beta.docs.cntd.ru/document/1200161238> (дата обращения: 19.02.2023).

71. ГОСТ ИЕС 61140-2012 Защита от поражения электрическим током. Общие положения безопасности установок и оборудования. Режим доступа: <https://docs.cntd.ru/document/1200104230> (дата обращения: 05.03.2023).

72. ГОСТ 12.1.006-84 Электромагнитные поля радиочастот. Допустимые уровни на рабочих местах и требования к проведению контроля Режим доступа: <http://docs.cntd.ru/document/5200272> (дата обращения: 16.02.2023).

73. ГОСТ 12.1.005-88 ССБТ. Общие санитарно-гигиенические требования к воздуху рабочей зоны [Текст]. – Введ. 01.01.1989. – М.: Стандартиформ, 2008. – 49 с.

74. ГОСТ 32548-2013 Вентиляция зданий. Воздухораспределительные устройства. Общие технические условия. Режим доступа: <https://docs.cntd.ru/document/1200110084> (дата обращения: 11.05.2023).

75. Вихревые воздуходувки [Электронный ресурс] // ООО «Инверс-Инжиниринг». // URL: <https://varp.pro/vozduhoduvki/vihrevye/varp-alpha-420x170> (дата обращения: 15.02.2023).

76. СНиП 41-01-2003 Отопление, вентиляция и кондиционирование. Режим доступа: <http://docs.cntd.ru/document/1200035579> (дата обращения: 15.02.2023).

77. СанПиН 1.2.3685-21 Гигиенические нормативы и требования к обеспечению безопасности и (или) безвредности для человека факторов среды обитания. Режим доступа: <https://docs.cntd.ru/document/573500115> (дата обращения: 15.02.2023).

78. ГОСТ 12.1.029-80 Средства и методы защиты от шума. Режим доступа: <http://docs.cntd.ru/document/5200292> (дата обращения: 15.02.2023).

79. ГОСТ 12.4.026-2015 Система стандартов безопасности труда. Цвета сигнальные, знаки безопасности и разметка сигнальная. Назначение и правила применения. Общие технические требования и характеристики. Методы испытаний: <https://docs.cntd.ru/document/1200136061> (дата обращения: 15.02.2023).

80. СНиП 21-01-97* Пожарная безопасность зданий и сооружений (с Изменениями N 1, 2) [Текст]. – Введ. 01.01.1998 – Госстрой России. – М.: ГУП ЦПП, 2002. – 21 с.

81. ГОСТ Р 22.0.02-2016 Безопасность в чрезвычайных ситуациях. Термины и определения. Режим доступа: <https://docs.cntd.ru/document/1200139176> (дата обращения: 11.03.2023).

Приложение А

(обязательное)

Topic of work
Investigation of radionuclide migration from NdAlO ₃ -based immobilisation matrix

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ12	Герасимчук Александр Михайлович		

Руководитель ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Долматов О.Ю.	К.Т.Н.		

По разделу на английском языке

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Старший преподаватель ОИЯ ШБИП	Кабрышева О.П.			

1.1 Characteristics and composition of RAW

Radioactive waste (RW) is a substance that cannot be further utilized due to its radionuclide content exceeding the established standards [1]. RW can be classified according to different criteria, such as physical state, chemical properties and level of radioactivity (Table 1.1).

Table 1.1 - Classification of Liquid RAW [2]

Waste category	Specific activity, kBq/kg			
	Tritium	β -emitting radionuclides (excluding tritium)	α -emitting radionuclides (excluding transuranic)	Transouran- new radionuclides
Low-active	up to 10^4	less than 10^3	less than 10^2	less than 10
Medium active	10^4 to 10^8	10^3 to 10^7	10^2 to 10^6	10 to 10^5
Highly active	over 10^8	over 10^7	over 10^6	over 10^5

All RW can be divided into several categories depending on their origin. They may be waste arising from all stages of the nuclear fuel cycle, unrelated waste such as medical, institutional and domestic waste, waste arising from the decommissioning of nuclear installations, and waste arising from the cleanup of radiation accidents and anomalies [3].

The largest amounts of RAW are generated during the nuclear fuel cycle stage. There are two concepts of the nuclear fuel cycle: open and closed. According to the open concept, waste is not reprocessed but stored in centralised storage facilities. Under the closed concept, the waste is reprocessed to extract valuable components [4].

The matrix in which RAW is incorporated plays an important role in the multi-barrier protection system of the biosphere. Hydrometallurgical PUREX (Plutonium URanium recovery by EXtraction) is the main source of liquid HLW within the closed nuclear fuel cycle. The generated HLW is the most hazardous and difficult to

exploit in the future. The components that comprise HLW include not only nuclear fuel such as uranium, plutonium and thorium, but also activated corrosion products of equipment materials such as iron, nickel, chromium, manganese, molybdenum, zirconium and others, as well as unexploded fuel components such as uranium and plutonium, transuranic elements such as neptunium, americium and curium, and non-radioactive substances such as cladding materials, traces of neutron absorbers, process reagents and organic contamination. VLLW contain over 90 radionuclides of APs and over 120 radionuclides of the radioactive decay products of primary APs, amounting to 35 different chemical elements.

Activated corrosion products, such as ^{54}Mn and ^{59}Fe , are short-lived radionuclides that have a low radiation hazard. However, long-lived actinide isotopes, such as plutonium, have not only a high radiation hazard but also a high biological toxicity. They can cause serious illness and even death when exposed internally to the human body (Table 1.2). In addition, HLW generates large amounts of heat, which poses serious problems in storage and handling. For example, glass with HLW from VVER-1000 processing can contain about 20 wt.% oxides and have a heat release of 26 kW/m³ [3].

Table 1.2 - Composition of liquid HLW (g/l) [5]

Component	SOFTW ARE "Mayak (Russia)	Savannah River (USA)	Hanford (USA)	West Valley (USA)	Idaho Falls (USA)	Tokai (Japan)	Sallugia (Italy)	Sicral 1 (France)	La Hague (France)	Magnox (Great - Britain)	THORP (Great Britain)
H+	-	-	-	-	-	2,5*	1,3*	-	-	-	-
Al	-	7,7	1,5	3,9	4,2	-	20,4	32,5	-	26,0	-
Na	1,4-2,0	5,9	4,1	10,3	3,1	44,5	-	20,5	-	-	0,1
K	3,1-3,9	0,3	-	0,1	0,9	-	-	-	-	-	-
Mg	-	0,2	-	0,3	-	-	-	4,0	-	30,0	-
Ca	0,2-0,4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Fe	0,5-1,2	29,7	6,1	20,6	-	8,4	0,6	16,0	20,0	13,0	4,0
Ni	0,3-0,7	2,8	0,6	0,5	-	2,2	-	1,5	3,2	1,4	-
Cr	0,04-0,1	0,3	0,1	0,3	-	2,2	-	1,5	3,4	1,6	-
Mo	2,4-2,7	0,2	0,2	-	-	-	-	-	-	10,8	18,3
Zr	1,8-2,2	0,6	3,4	0,4	11,4	-	-	-	-	11,8	20,1
Hg	-	1,8	--	-	-	-	1,0	-	-	-	-
Cl	-	0,9	0,1	-	-	-	-	-	-	-	-
SO4	0,001	0,8	0,2	1,1	2,6	-	0,6	-	-	-	-
NO3	3,8*	4,2	2,8	20,6	12,5	-	-	-	-	11*	-
AP	22,3-32,6	3,0	2,5	1,5	1,0	49,0	-	24,5	87,0	-	-
TUE	0,1	0,2	0,1	0,2	0,1	12,6	-	3,0	5,1	2,0	4,5

In addition, in addition to waste from defence-related uranium and plutonium production, there are stainless steel tanks containing radioactive waste, including those that require reprocessing because they have reached the end of their useful lives. The radiochemical reprocessing of "weapons-grade" plutonium generates waste of different compositions, due to different technologies and methods used to neutralize liquid radioactive waste, most often with excess NaOH. This results in waste containing highly concentrated alkaline solutions such as NaOH, NaNO₃ and NaNO₂, as well as viscous sludge consisting of hydroxides of radionuclides, iron, aluminium and other metals [6, 7].

The processing of liquid HLW becomes complicated due to its complex composition, so it is recommended to fractionate HLW with separation of radionuclides according to their chemical properties and half-lives. There are several technologies for fractionation of HLW depending on the type of reagents used, such as extraction with neutral organophosphorus compounds (USA, Japan, Russia, China, Germany, India), extraction with acidic organophosphorus compounds (Japan, Sweden, Italy, USA), mono- and diamide extraction (France) and extraction technologies based on mixed reagents (Russia) [8-15].

In Russia, the HLW fractionation concept has been partially implemented at FSUE PA Mayak [9, 16]. As part of this concept, a complex scheme for the recovery of Cs-Sr fractions and groups of heavy uranium elements and rare earth elements from saline acid solutions, which cannot be solidified using the existing vitrification technology due to the complexity of their composition, has been created and tested on a pilot scale. This technology allows efficient recovery of radionuclides according to their chemical properties and half-lives, which makes the processing of liquid HLW more efficient and environmentally friendly.

However, although this concept has been partly implemented at Mayak, the problems of processing all types of HLW, including waste from defence activities, have not yet been fully solved in Russia. Therefore, the search for effective technologies for fractionation and processing of HLW with a variety of compositions continues. Various technologies are used around the world, such as neutral and

acidic organophosphorus compound extraction, mono- and diamide extraction, and mixed reagent extraction technologies.

Scientists from GEOCHI RAS have developed a new method of dissolving oxide spent nuclear fuel (SNF) using weakly acidic solutions of iron(III) nitrate. This method results in the formation of waste with a different composition, where the main components are iron nitrate salts and diphosphorus pentoxide. This waste composition can be readily immobilised in ferric phosphate glass. A distinctive feature of this method is the possibility of avoiding the use of concentrated nitric acid solutions, which can only be processed through extraction processes. In this way, the use of toxic organic solvents can be limited and the amount of waste and its negative impact on the environment can be reduced.

1.2 Main types of matrices for RAW immobilisation

There are various matrix materials for fixing radioactive waste (RW). They can be inorganic, such as glass, glass ceramics, ceramics and cement, metallic or composite, incorporating several materials. RAW reprocessing products can be homogeneous or heterogeneous, depending on how evenly the radioactive elements are distributed in the matrix. Heterogeneous products may include materials such as glass granules in a metal matrix, sulphate dispersion in a glass matrix or the incorporation of salts in low temperature ceramics [18]. Quasi-homogeneous products such as glass, glass ceramics and high temperature ceramics contain radioactive elements in the material structure.

Another proposal is to create artificial analogues of minerals containing radioactive elements or their chemical counterparts, as well as other elements present in RAW [19]. However, obtaining pure artificial minerals is difficult, so they are usually obtained in the form of ceramics, glass ceramics or materials resembling minerals and obtained by spontaneous crystallisation of mineral melts.

The use of ceramics as a material for the treatment of radioactive waste has its advantages, such as thermodynamic stability and high radiation resistance,

especially for actinides. However, the use of ceramics as a waste treatment material is limited by the difficulty of selecting its composition for each type of waste, as well as by difficulties in obtaining the final product due to dusting of fine, highly reactive charge, which can pose a hazard to personnel. In addition, the high energy consumption and the complexity of the production process make ceramics expensive. In this case, the use of vitrified clay may be a more promising method of waste treatment allowing lower curing temperatures while maintaining high durability [20].

At present, most countries use vitrification to treat low-, medium- and high-level waste. Different types of glass such as sodium aluminophosphate, borosilicate, basalt-like, fluorine phosphate and ferrosilicate are used to create the matrix. The leaching rate of vitrified NSAOs (containing ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{90}Sr , ^{60}Co) in water at 20 is: for borosilicate glasses - 10^{-5} - 10^{-6} g/(m²cyT); for basalt-like glasses - 10^{-7} - 10^{-8} g/(m² cyT); for ferrosilicate glasses - $6 \cdot 10^{-7}$ g/(m² cyT); for sodium-silicate glasses - 10^{-6} g/(m² cyT) [21].

However, despite the advantages of vitrification, this process also has its limitations and disadvantages. For example, vitrified waste may be susceptible to prolonged corrosion and degradation, which can lead to the escape of radionuclides into the environment. In addition, the vitrification process requires high temperatures, resulting in high energy consumption and difficulty in handling waste containing high boiling liquids and gases.

Other methods of treating radioactive waste include incorporation into polymeric materials, decontamination by encapsulating it in concrete, and the use of deep geological seams decontamination techniques. However, each of these methods has advantages and disadvantages, and the choice of method depends on many factors, including the type of waste, its chemical composition, the amount and degree of radioactivity, and the capabilities and availability of technology and materials.

Glass, due to its amorphous state, can be used to incorporate various types of radioactive waste. This material is highly resistant to leaching, chemical and radiation resistance and mechanical strength, making glazing one of the most

effective methods of immobilization. The properties of glass can vary considerably depending on its composition, allowing it to be used in a wide range of applications [21]. For example, borosilicate glasses are widely used for immobilization of radioactive waste, but their capabilities are limited by low thermal stability, which does not allow more than 20 wt.% inclusion of active waste [22].

Although glass is not an ideal material for fixing radioactive waste as its properties depend on technological conditions and some radioactive elements can emit heat, water vapour and radiation which can lead to changes in glass volume, glass and ceramics are still considered to be the most reliable materials for RAW immobilisation. Ceramics have great potential in practical applications due to their high chemical stability and thermal stability. Unlike glass, ceramic matrices have high mechanical strength and radiation resistance, which allows them to be used to immobilise larger volumes of radioactive waste. Ceramics can be created by mixing radioactive waste with raw components to make a ceramic matrix, and also by obtaining ceramics with high porosity and its subsequent impregnation with RAW solution.

Scientists from the Kola Scientific Centre of the Russian Academy of Sciences and St Petersburg State University have made considerable progress in developing methods for cleaning liquid radioactive waste. They have used various ceramic materials, such as LHT-9 layered hydrazine titanate, synthetic ivanyukite and their compositions, and ultraporous quartz ceramics.

In the first study, the scientists developed a strong titanate ceramic that remains resistant to concentrated acids and alkalis. They achieved loss ratios of sorbed cations of less than 8.5% for the composition ivanyukite : LHT-9 : CsSr and 5.1% for ivanyukite : CsSr. It means that these materials can successfully treat liquid radioactive waste and keep their efficiency for a long period of time [23].

In another study [24] In another study, scientists proposed a method of creating ultraporous quartz ceramics followed by immobilization of radioactive element fractions of REE+TUE and Zr from liquid radioactive waste. Their method of immersing ceramic samples in saturated solution followed by drying and

calcination enabled them to achieve very low rates of radionuclide leaching from ceramics (not more than $7.8 \cdot 10^{-7}$ g/cm²-d) and a degree of inclusion of REE, REE and Zr up to 87.2 mass percent.

Highly porous cellular ceramic materials, such as those used in these studies, may have great potential for trapping various gaseous radioactive wastes. These materials can play an important role in creating safer methods of disposing of radioactive waste and protecting the environment [25].

Inductive cold crucible melting (ICCM) is an advanced method of creating ceramic matrices for the safe immobilisation of radioactive waste. Today, more and more countries are using inductive melting technology to process materials in hot (IPHT) and cold (IPCT) crucibles. This is due to many advantages, such as high productivity, easy maintenance and process control, intensive electrodynamic melt circulation, possibility of creating any kind of atmosphere and high purity of the melting process. Such advantages make this technology popular in the production of ceramic matrices for radioactive waste immobilisation all over the world.

1.3 Glazed forms of the TAO

Glass, on the other hand, is an amorphous material that is obtained by cooling the melt and is independent of the chemical composition or solidification temperature. However, glasses can vary and are divided into elemental (such as glassy sulphur, selenium, arsenic, phosphorus, carbon) and complex (such as oxide, halide, metal and chalcogenide) [26]. In the process of immobilization of radioactive waste oxide glasses are used, which are the most stable, resistant to hydrolysis and have an affordable price. Such glasses can be single-component, such as glassy SiO₂, B₂O₃, P₂O₅, GeO₂, or multicomponent. The main characteristics of glass include isotropy, gradual softening when heated and reversibility of the process.

Two main theories can be distinguished in the existing science of glass which explain the structure of this material: the crystal theory proposed by Lebedev in 1921 and the disorderly grid theory proposed by Zachariassen in 1932 [27, 28]. According

to the first theory, glass consists of microcrystals whose size is approximately the wavelength of X-rays (10^{-9} - 10^{-11} m) or less. According to the crystalline theory, glass consists of microcrystals whose size is no greater than the X-ray wavelength and has a tendency to crystallise. This is due thermodynamically, as the amorphous state is metastable. The crystallisation process involves nucleation of crystallisation centres and crystal growth, which may be homogeneous or heterogeneous. However, heterogeneous crystallisation may be undesirable for glasses with a high radioactive isotope content.

On the other hand, according to the disordered mesh theory, glass is formed by a completely disordered mesh of coordination polyhedrons, in which the modifier ions are statically distributed. This hypothesis, also known as the disordered lattice hypothesis, has gained much support among contemporary glass researchers. Both theories have their advantages and disadvantages, and so far it has not been established which one is more correct. It is important to note that understanding the structure of glass is important for creating new materials with desirable properties.

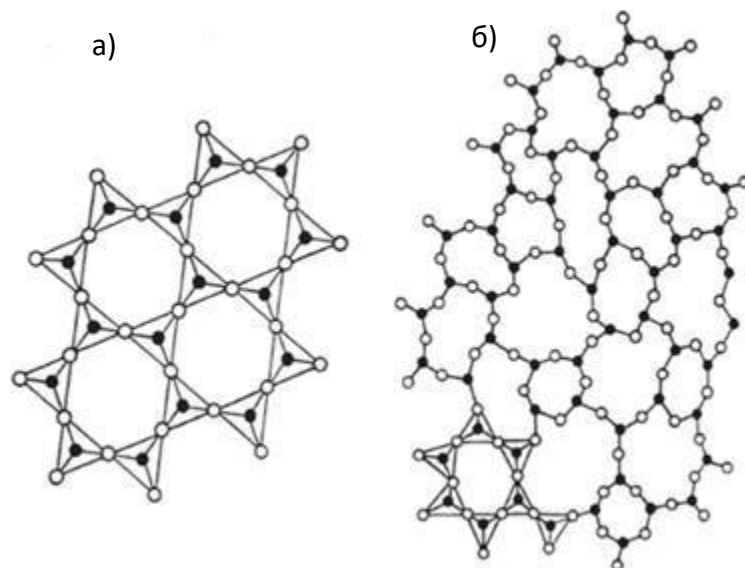


Figure 1.1 - Schematic representation of two-dimensional structures
a) crystalline and b) glassy silicon oxide according to Zachariasen [28]

Zachariasen made a classification of oxides based on their ability to form glass and their function in glass-forming systems. He distinguished three groups of elements: glass formers (B, Si, P), intermediate elements (Al, Ti, Zr, Pb) and mesh

modifiers (Li, Na, K, Rb, Cs, Mg, Ca, Sr, Ba). Glass formers may serve as a structural basis for glass, forming a three-dimensional structure with voids for inclusion of other elements. Due to its non-stoichiometric composition, glass can contain practically all elements from the Mendeleev Table [29, 30]. Glass-forming cations are characterised by high charge, small ionic radius, high ionic potential and high binding energy with oxygen. The use of mesh modifiers results in the disruption of the continuity of the three-dimensional mesh structure, which leads to the formation of non-bridging oxygen ionic bonds. Intermediates do not form their own structure, but can strengthen or weaken it.

Several theoretical and experimental studies have not definitively answered the question of how ordered the glass areas are. Subsequent research has led to hybrid models that assume the presence of both ordered and disordered areas in glass, where components can have different degrees of differentiation and integration.

The process of glazing radioactive waste involves the creation of multi-component glasses based on different systems, including alkali aluminosilicate, alkali aluminoborosilicate, alkali aluminoborosilicate and alkali aluminophosphate systems. For some types of radioactive waste, such as high-iron waste from the Savannah River plant (USA), a special lead-iron-phosphate-based system has been developed. The production process uses borosilicate and aluminophosphate-based systems for glazing radioactive waste.

One of the key properties of glass that makes it ideal for glazing radioactive waste is its high resistance to crystallisation, hydrolysis and radiation. The crystallisation characteristics of glass depend on many factors, including the quality of the cooking, the homogeneity of the glass mass and its composition. However, certain glass components can have an ambiguous effect on crystallisation as their effect depends on the basic composition and the amount of added components. Usually the addition of components leads to a reduction in the ability to crystallise,

but some poorly soluble components may actually promote crystallisation. Also the addition of components that increase the viscosity of the glass in the crystallisation temperature range can reduce the crystallisation capacity.

In the vitrification of radioactive waste, multicomponent glasses based on different systems, such as alkali aluminosilicate, alkali aluminoborosilicate, alkali aluminoborosilicate and alkali aluminophosphate, are often used. Some types of radioactive waste require special systems, for example, a lead-iron-phosphate system has been developed for high-iron waste from the Savannah River plant (USA). Glass based glazing of radioactive waste is a common and effective technology that guarantees safe and durable storage of radioactive waste [31].

Limitations on the practical crystallisation temperature range of glass melts are the glass transition temperature, at which the first crystals appear, and the liquation temperature, at which the crystals dissolve. The dangerous crystallisation interval is between these limits and crystallisation occurs only in this range. If the glass stays in the dangerous temperature range longer, the probability of crystallisation increases. However, phosphate glasses have a very wide range of crystallisation temperatures, which ranges from 460 to 796°C, as confirmed by a study [32].

The advantage of using a vitrified form is its one-step production process and low sensitivity to changes in waste streams. Two types of glass are currently used for glazing nuclear waste in full-scale facilities: borosilicate and phosphate (see Table 1.3). Their exact composition may vary from country to country, depending on the composition of the waste [51]. Currently, alternating electric current through the melt or induction heating at medium frequencies is used to heat the melts in the glazing process.

When borosilicate glass is used for RAW processing, the melting process takes place at very high temperatures, which can reach 1150-1250°C. However, when using silicate glass formers, other types of materials, such as glass composites or fused materials, which have a structure resembling balsates - polycrystalline microheterogeneous bodies - can be obtained in addition to those which do not

contain crystalline compounds [20].

Table 1.3 Glass compositions for HVA immobilisation

Glass/country	SiO ₂	P O ₂₅	B O ₂₃	Al O ₂₃	CaO	MgO	Na O ₂	Others, including fission products and actinides
R7/T7, France	47,2	-	14,9	4,4	4,1	-	10,6	18,8
DWPF, USA	49,8	-	8,0	4,0	1,0	1,4	8,7	27,1
MAGNOX, UK	47,2	-	16,9	4,8	-	5,3	8,4	17,4
PAMELA, Germany	52,7	-	13,2	2,7	4,6	2,2	5,9	18,7
VAO, Russia	-	52,0	-	19,0	-	-	21,2	7,8
K-26, Waste NPP, Russia	48,2	-	7,5	2,5	15,5	-	16,1	10,2

When phosphate glasses are used to immobilise radioactive waste, the cooking process can be carried out at lower temperatures, not exceeding 900-1000°C. These glasses have a high solubility of metal oxides, including MoO₃, as well as sulphates and chlorides. However, with borosilicate glasses, excessive sulphate and chloride content in the waste can lead to chalmosis, a separate phase with high reactivity and PH content. Phosphate glasses have disadvantages such as a higher tendency to crystallise which may impair their hydrolytic stability and contribute to the entrainment of ruthenium from the melt [20]. Sections 1.4 and 1.5 provide a more detailed discussion of glasses used for the immobilization of radioactive waste.

1.4 Silicate and borosilicate glasses

Glass materials have become widespread as matrices for radioactive waste

because of their ability to accumulate ions with different charges and radii due to their disordered structure. In Canada, silicate-based glasses for the immobilization of radioactive waste were first proposed in the mid-1950s. These glasses contained oxide additives and were incubated at a high temperature of about 1350°C. Although the Na₂O-(K₂O)-CaO-MgO-Al₂O₃-SiO₂ system allows to obtain hydrolytically, thermally and radiation stable glasses, their melting temperatures must be at least 1350°C, which strongly limits the use of this process for glassing radioactive waste containing plutonium. Further research has proposed the use of borosilicate-based glasses, which reduce the process temperature and increase the hydrolytic stability. Quartz glass has a structural framework of SiO₄ tetrahedrons which interact covalently. The addition of oxide modifiers leads to the formation of oxygen ions, which bind to the SiO₄ tetrahedrons, creating non-bridging bonds. Increasing the concentration of modifiers leads to the successive formation of three-, two- and one-bonded SiO₄ tetrahedrons. Under ordinary conditions, it is impossible to obtain glasses with Si:O < 0.3 and completely isolated Q₀ tetrahedrons can exist only in crystalline compounds. In borosilicate glasses silica tetrahedrons are bonded to each other and to BO₄ tetrahedrons near which there are alkali metals or other components such as Tl, Sr and Ba. The borosilicate glasses achieve maximum hydrolytic stability when boron is bonded preferentially to BO₄ tetrahedrons but not to silica-oxygen tetrahedrons. Such glasses can form groups of silica and boron tetrahedrons, which are repeated in three-dimensional lattice and form a domain structure.

For multiple glass components, the condition must be fulfilled:

$$\psi_B = [(Me^I_2O + BaO) + 0,7(CaO + SrO + CdO + PbO) + 0,3(Li_2O + MgO + ZnO) - Al_2O_3] / B_2O_3 \geq 1 \quad (1)$$

where Me^I₂O - oxides of alkali metals (except lithium) and thallium

$$K = [SiO_2] \gg [B_2O_3] \quad (2)$$

In order to create low silica glasses, the value of the refractive index must be significantly greater than unity. Even if the refractive index value is approximately 6, a large proportion of the boron still remains triply coordinated, as was shown in

[60] when the silica content in borosilicate glasses is 45-50%. In order to guarantee high hydrolytic stability of the glass, its structure should be as similar as possible to quartz, i.e. the proportion of tetrahedrally co-ordinated boron should be maximum. Glasses based on borosilicate, which contain mainly silicon, boron and sodium oxides, are popular abroad. The AVM glass used in France contains only these components [33]. Many glasses are supplemented with Li_2O , TiO_2 , CaO , MgO , Al_2O_3 , ZnO , ZrO_2 and La_2O_3 to improve the properties. However, each element affects glass differently, affecting its hydrolytic stability, viscosity, electrical conductivity and other properties [34, 35]. Silicon, aluminium and zirconium oxides improve the hydrolytic stability of glass, increase its viscosity and reduce its volatility. Conversely, boron and alkali degrade these properties. Oxides of calcium, magnesium and zinc help to stabilize the glass structure, increase its hydrolytic stability, and increase viscosity at low temperatures and decrease at high ones. Titanium stimulates glass crystallisation and creates radionuclide concentrating minerals. But the effect of each element on the properties of glass depends on the content of the other elements, and the addition of one element can improve some properties of glass and at the same time worsen others. For example, aluminium and silicon increase the hydrolytic stability but increase the viscosity, which slows down the glazing process and increases production costs [34].

High silicate and borosilicate glasses contain a number of components which are poorly soluble, including sulphates, chromates, molybdates, chlorides, phosphates, PuO_2 and others. The solubility of actinide and REE oxides in borosilicate glasses can vary from a few fractions of a percent to several tens of percent, depending on many factors, such as valence, composition and glass preparation temperature. Increasing the cohesion of the structural framework of glass due to the presence of intermediate ions (Al^{3+} , Fe^{3+}) leads to a decrease in solubility. The solubility of plutonium oxides in borosilicate glasses is much lower than that of uranium oxides, with maximum solubility in silicate glasses characteristic of UO_3 , and minimum - for PuO_2 , AmO_2 , $\text{AmO}_{2.3}$ and $\text{CmO}_{2.3}$. In addition, a decrease in the charge and radius of actinide ions also leads to a decrease

in their solubility in glasses with high silicate and borosilicate content. Neptunium is usually present in tetravalent form and americium and curium in trivalent form, with a maximum concentration of plutonium in glass of about 0.2 to 4-5 wt%. There are specially developed glasses based on lanthanide, boron and silicate (LaBS) which can be used for plutonium immobilization. In these glasses plutonium can be included up to ~10 wt.% Pu (~11% PuO₂) (Table 1.5) [88]. It is possible thanks to large lanthanide cations, which loosen the structural mesh of glass, forming an environment of oxygen and increasing the solubility of plutonium dioxide in glass. Also in Russia glasses on the basis of aluminium, boron and silicate ("borobasalt") which can contain to ~3,5-5,6 % of plutonium are developed (tab. 1.)[36].

Table 1.4 - Chemical composition of plutonium immobilisation glasses

Oxides	LaBS	Bz-Pu(muffle)	Bz-Na-Pu (cold crucible)
SiO ₂	25,80	29,0	33,7
B O ₂₃	10,40	28,0	22,2
Al O ₂₃	19,04	8,1	9,6
Fe O ₂₃	-	5,7	5,7
MgO	-	4,7	2,9
CaO	-	16,6	14,4
SrO	2,22	-	-
Na O ₂	-	1,9	5,7
K O ₂	-	0,5	0,9
TiO ₂	-	0,5	0,9
ZrO ₂	1,15	-	-
La O ₂₃	11,01	-	-
Nd O ₂₃	11,37	-	-
Gd O ₂₃	7,61	-	-
PuO ₂	11,39	5,0	4,0

1.5 Ceramic matrix materials

Ceramic matrix materials (CMMs) are one of the promising options for RAW immobilisation. They can be used to create not only stable and reliable barriers for radioactive materials, but also to reduce the volume of radioactive waste, thus reducing their impact on the environment.

According to research, CMM can be produced from a variety of components, including oxides, carbides, nitrides and silicates. Some of the main materials used in the production of CMM in Russia include man-made materials such as ash and slag, as well as natural materials such as clays and silica.

One of the best known CMM is zirconium oxide-based sol-gel material, which is produced by hydrolysis of relevant components in solutions. Zirconium oxide-based CMMs containing UO₂ and PuO₂ nanoparticles are also known to create more stable barriers for radioactive materials.

One of the main advantages of LMPs is their stability under a wide range of conditions, including high temperatures and radioactive irradiation. In addition, LMPs can be produced from waste from other materials, which reduces the cost of production and reduces the amount of radioactive waste.

However, despite the potential of CMM for RAW immobilisation, their production requires special technologies and equipment, which may lead to high costs. In addition, LMPs may be sensitive to moisture and aggressive environments, which may reduce their effectiveness under critical operating conditions, such as fire or accident at nuclear power facilities.

Ceramic raw materials can be divided into two types: natural and technical, depending on the materials used. For natural ceramics, natural clay-based materials are used. These ceramics are produced by sintering a mixture of plastic and lean materials, and clay or kaolin are used as plastic components. The clay consists of various minerals, including kaolinite $\text{Al}_2[\text{Si}_2\text{O}_5](\text{OH})_4$, montmorillonite, monothermite and halloysite (hydrosilicates of the composition $m\text{Al}_2\text{O}_3 - p\text{SiO}_2 - q\text{H}_2\text{O}$). Depending on the degree of refractoriness, clays are divided into refractory,

refractory and fusible. The ceramic industry uses calcareous materials such as quartz sand, fireclay and slag, as well as feldspars and pegmatites. Ceramization of RW is usually not required, as the fusible components are already contained in the waste. There are many developments worldwide, including in Russia (RIAN, Radon), in the ceramization of low-, medium- and high-level waste due to the availability and cheapness of raw materials. Clay-based ceramics can include both liquid and solid RAW, including ash from incinerators, contaminated soil, sorbents and other materials.

Industrial ceramics are made from powdered oxides or oxygen salts. It can be divided into monomineral and polymineral ceramics, the latter being used more often in RAW conditioning because monomineral ceramics are difficult to create that include all RAW components. Despite this, NZP is considered to be the only ceramic capable of incorporating all the radionuclide spectra of RAW. Monomineral ceramics such as zirconolite, pyrochlore or murataite ceramics can be used to incorporate particular HLW fractions, such as the long-lived (actinide) fraction and weapons-grade plutonium.

Synrock, a polyphase ceramic developed in Australia in the second half of the 1970s, is most suitable for binding unfractionated HLW. It allows the incorporation of long-lived radionuclide cations into the crystal lattice of ceramic phases by substitution of solvent ions, making it similar to natural minerals. Synrock ceramics consist of a mixture of minerals - solid solutions based on titanates and zirconates, and are much more resistant to leaching processes than glass matrices by 2-4 orders of magnitude. The composition of the synrock can vary depending on the types of materials to be bonded [57].

The first Synroc-A composition contained several minerals such as zirconolite CaZrTiO_7 , perovskite CaTiO_3 , barium titanate BaTiO_3 , barium feldspar (celsian) $\text{BaAl}_2\text{Si}_2\text{O}_{10}$, leucite KAlSi_3O_8 and calcilite KAlSiO_4 , which were melted at 1300°C and slowly cooled. This allowed the fixation of most HLW radionuclides in various Synroc-A components such as zirconolite and perovskite for REE and actinide radionuclides, 'hollandite' for transition elements and celsian and leucite for

strontium and cesium, respectively. In later years the Synroc-A component was simplified to three target minerals - zirconolite, perovskite and "hollandite", and the new composition was named Synroc-B. There was a method of producing Synroc-B by hot pressing powders at 1200-1400 C and a pressure of 100-300 MPa. In the 1980s, Synroc-C was developed as an immobilisation material formulation for commercial reactor waste based on Synroc-B, which contained 20% HAO oxides and was also produced by hot pressing or from melt. Synroc-C contains zirconolite, perovskite, "hollandite", rutile, metal alloy, chibonite/loveringite and calcium-aluminium titanate (CAT-phase). Improvements in charge technology for Synroc-C, including the use of sol-gel technology, have resulted in optimised hot pressing conditions at temperatures of 1150-1200°C and pressures of 14-21 MPa. In addition, various modifications of Synroc were developed for different purposes, including Synroc-D for immobilisation of military HLW of the Savannah River plant, Synroc-E using a rutile matrix to reduce radionuclide leachability and Synroc-F for spent nuclear fuel storage. A "Synroc-glass" composition has been proposed for the rejection of radioactive waste which is a thin film of glass enriched with zirconolite, perovskite and "hollandite". This material can be produced by melting a mixture of powders at high temperature and rapid cooling.

Synroc is one of the most effective materials for immobilising radioactive waste as it is highly stable and resistant to corrosion, allowing it to retain radionuclides for thousands of years. In addition, Synroc has a high density and low porosity, which helps to reduce the volume of waste and also provides protection against leaching of radionuclides into the environment.

Another form of polyphase ceramic has been developed in the USA which consists of nepheline, spinel, magnetoplumbite, zirconolite, perovskite, amorphous phase and murataite, hauyne and metal alloy as impurity phases. This material has similarities in phase composition with Synroc-D. There are many ceramic material compositions that can be used to bind radionuclides, but only Synroc, NZP ceramics (for unfractionated waste) and ceramics based on zirconolite, pyrochlore or murataite have a high chance of practical use. Monazite ceramics also have the

potential to accumulate trivalent lanthanides and actinides in large quantities.

Recently, due to the development of various melting technologies, glass-crystalline materials have received considerable attention. Glass ceramics based on sphene, diopside and other pyroxenes, celsian, fresnoite and also materials obtained from natural and man-made raw materials with different phase composition have been developed. The properties of ceramic materials, including high mechanical strength, depend on the crystal size and can reach more than 90% of the theoretical one, as well as high chemical and radiation resistance [58].

Приложение Б

(обязательное)

```
import numpy as np
import matplotlib.pyplot as plt

# Определяем параметры уравнения
D = # Коэффициент диффузии
K = # Коэффициент радиоактивного распада
L = # Длина среды
R = # Скорость выщелачивания
n = # Количество точек сетки
t_max = # Максимальное время
C0 = # Начальная концентрация радионуклидов

# Определяем шаги сетки по времени и пространству
dt = t_max / n
dx = L / (n)

# Создаем массивы для хранения значений концентрации
C = np.zeros((n+1, n+1))

# Задаем начальные условия
t = np.linspace(0, t_max, n+1)
C[:, 0] = C0
C[0, :] = C0

# Создаем массив для хранения значений концентрации на границе
C_border = np.zeros(n+1)

# Решаем уравнение методом конечных разностей
for i in range(1, n+1):
    for j in range(1, n):
        C[i, j] = C[i-1, j] - (D*dt/dx)*(C[i-1, j] - C[i-1, j-1]) + (D*dt/(dx*dx))*(C[i-1,
j+1] - 2*C[i-1, j] + C[i-1, j-1]) - K*R*C[i-1, j]*dt
        # Условие на границе
        C[i, 0] = C0
# Выводим данные
positions = [0.1, 0.2, 0.3, 0.4, 0.5]
for pos in positions:
    index = int(pos / dx)
    print(f'Концентрация на участке {pos:.1f} в конце времени: {C0[index, -
1]:.2f} ")
```

Приложение В - Трудозатраты на выполнение проекта

(обязательное)

Таблица В.1 – Трудозатраты на выполнение проекта

№	Этап	Исполнители	Продолжительность работ, дни			Трудоемкость работ по исполнителям чел.- дн.			
						$T_{РД}$		$T_{КД}$	
			t_{min}	t_{max}	$t_{ож}$	НР	С	НР	С
	1	2	3	4	5	6	7	8	9
1	Разработка технического задания	Научный руководитель	1	2	1,4	1,54	-	1,89	-
2	Составление и утверждение технического задания	Научный руководитель	1	2	1,4	1,54	-	1,89	-
3	Выбор направления исследования	Научный руководитель, Исполнитель	1	5	2,6	2,29	0,57	2,80	0,70
4	Подбор и изучение литературы	Исполнитель	1	2	1,4	-	1,54	-	1,89
5	Календарное планирование работ	Научный руководитель, Исполнитель	1	1	1	1,10	-	1,35	
6	Выбор методики расчета	Исполнитель	1	2	1,4	-	1,54	-	1,89
7	Подготовка данных	Исполнитель	2	2	2	-	2,20	-	2,69
8	Выполнение расчетов и анализ полученных данных	Исполнитель	14	42	25,2	-	27,72	-	33,95
9	Обобщение и оценка результатов	Научный руководитель, Исполнитель	7	14	9,8	1,08	10,78	1,32	13,20
10	Составление пояснительной записки	Исполнитель	5	7	5,8	-	6,38	-	7,81
11	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	Научный руководитель, Исполнитель	1	3	1,8	0,40	1,98	0,49	2,43
12	Подготовка к защите	Исполнитель	5	10	7	-	7,70	-	9,43
Итого:					60,8	7,9	60,4	9,7	74,0

Приложение Г - Диаграмма Ганта

(обязательное)

Таблица Г.1 – Диаграмма Ганта

№	Этап			Февраль			Март			Апрель			Май			Июнь		
		НР	И	1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3
1	Разработка технического задания	1,89	-															
2	Составление и утверждение технического задания	1,89	-															
3	Выбор направления исследования	2,80	0,70															
4	Подбор и изучение литературы	-	1,89															
5	Календарное планирование работ	1,35																
6	Выбор методики расчета	-	1,89															
7	Подготовка данных	-	2,69															
8	Выполнение расчетов и анализ полученных данных	-	33,95															
9	Обобщение и оценка результатов	1,32	13,20															
10	Составление пояснительной записки	-	7,81															
11	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	0,49	2,43															
12	Подготовка к защите	-	9,43															

– Научный руководитель
 – Исполнитель

Приложение Д

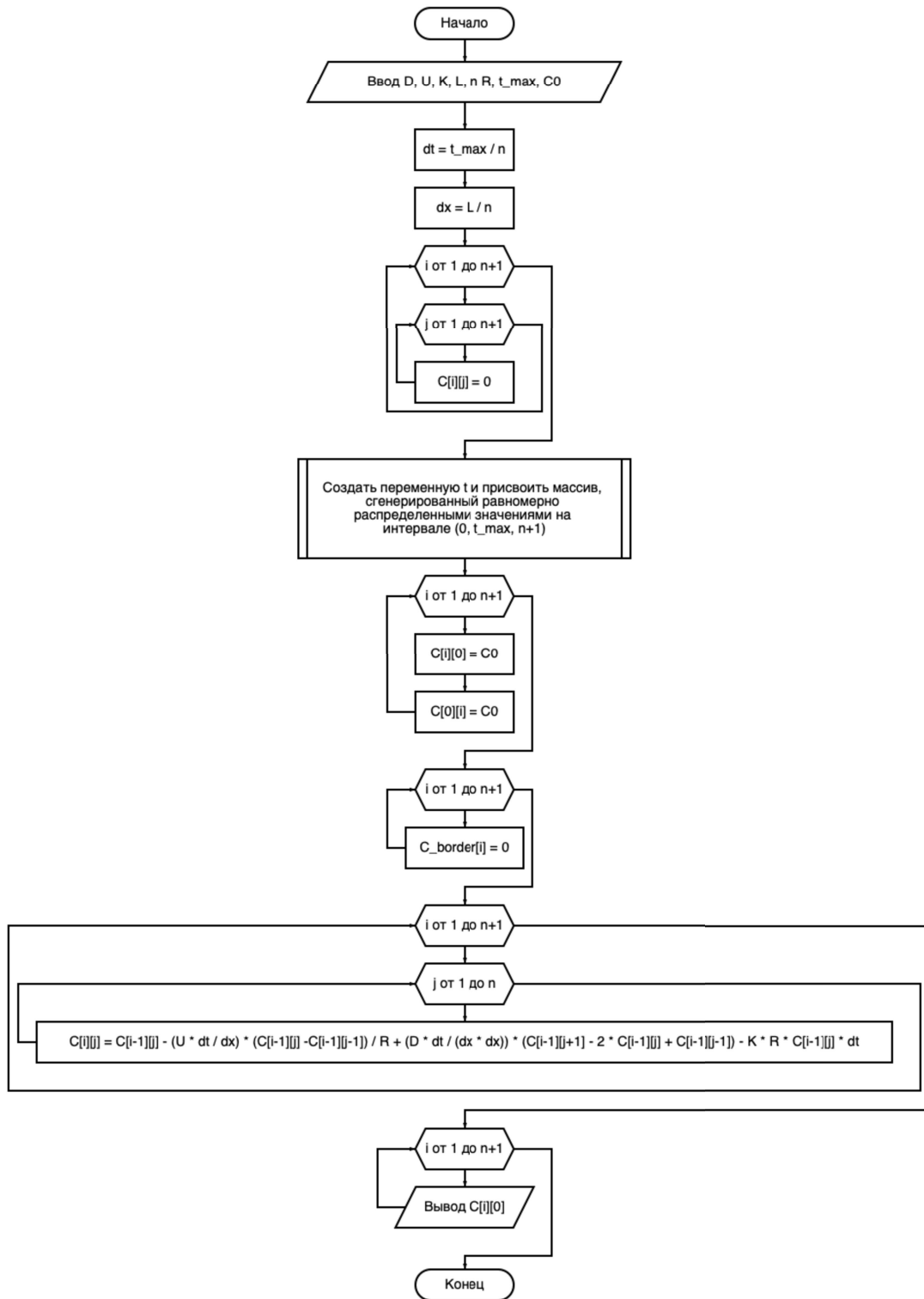
(обязательное)

Таблица Д.1 – Оптимальные нормы микроклиматических параметров в рабочей зоне

Период года	Категория работ	Температура, °С		Относительная влажность, %	Скорость движения, м/с
		Воздуха	Поверхностей		
Холодный	Лёгкая - 1б	21-23	20-24	40-60	Не более 0,1
Тёплый		22-24	21-25	40-60	Не более 0,1

Таблица Д.2 – Временные допустимые уровни ЭМП, создаваемых ПЭВМ

Наименование параметров		Величина допустимого уровня
Напряжённость электрического поля	В диапазоне частот 5 Гц - 2 кГц	25 В/м
	В диапазоне частот 2 кГц - 400 кГц	2,5 В/м
Плотность магнитного потока	В диапазоне частот 5 Гц - 2 кГц	250 нТл
	В диапазоне частот 2 кГц - 400 кГц	25 нТл
Электростатический потенциал экрана видеомонитора		500 В



Инф. N подл. Подпись и дата. Взам. инв. N

Изм.	Кол.уч	Лист	№ док	Подпись	Дата
Разработал	Герасимчук А.М.				
Проверил	Долматов О.Ю.				
Т.контр.					
Н.контр.					
Утв.	Кузнецов М.С.				

ФЮРА 14.04.02.003.СБ

Приложение - Е Блок-схема

Лит.		Масса		Масштаб	
У					
Лист	1	Листов	1		

ТПУ ИЯТШ ОЯТЦ
Группа 0АМ12