

Министерство образования и науки Российской Федерации
федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования
**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**

Инженерная школа ядерных технологий
Направление подготовки 14.04.02 Ядерные физика и технологии
Отделение ядерного топливного цикла

МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ

Тема работы
Исследование возможности реализации концепции радиационного эквивалентного обращения с РАО

УДК 621.039.54:539.163.001.24

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6В	Малахов А.О.		

Руководитель

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Беденко С.В.	к.ф.-м.н.		

КОНСУЛЬТАНТЫ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН	Верховская М.В.	к.экон.н.		

По разделу «Социальная ответственность»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н.		

ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:

Руководитель ООП	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
14.04.02 Ядерные физика и технологии	Кузнецов М.С.	к.т.н.		

Планируемые результаты обучения

Код результата	Результат обучения
<i>Профессиональные компетенции</i>	
P1	Применять глубокие, математические, естественнонаучные, социально-экономические и профессиональные знания для теоретических и экспериментальных исследований в области использования ядерной энергии, ядерных материалов, систем учета, контроля и физической защиты ядерных материалов, технологий радиационной безопасности, медицинской физики и ядерной медицины, изотопных технологий и материалов в профессиональной деятельности.
P2	Ставить и решать инновационные инженерно-физические задачи, реализовывать проекты в области использования ядерной энергии, ядерных материалов, систем учета, контроля и физической защиты ядерных материалов, технологий радиационной безопасности, медицинской физики и ядерной медицины, изотопных технологий и материалов.
P3	Создавать теоретические, физические и математические модели, описывающие конденсированное состояние вещества, распространение и взаимодействие ионизирующих излучений с веществом и живой материей, физику кинетических явлений, процессы в реакторах, ускорителях, процессы и механизмы переноса радиоактивности в окружающей среде.
P4	Разрабатывать новые алгоритмы и методы: расчета современных физических установок и устройств; исследования изотопных технологий и материалов; измерения характеристик полей ионизирующих излучений; оценки количественных характеристик ядерных материалов; измерения радиоактивности объектов окружающей среды; исследований в радиозоологии, медицинской физике и ядерной медицине.
P5	Оценивать перспективы развития ядерной отрасли, медицины, анализировать радиационные риски и сценарии потенциально возможных аварий, разрабатывать меры по снижению рисков и обеспечению ядерной и радиационной безопасности руководствуясь законами и нормативными документами, составлять экспертное заключение.
P6	Проектировать и организовывать инновационный бизнес, разрабатывать и внедрять новые виды продукции и технологий, формировать эффективную стратегию и активную политику риск-менеджмента на предприятии, применять методы оценки качества и результативности труда персонала, применять знание основных положений патентного законодательства и авторского права Российской Федерации.
<i>Общекультурные компетенции</i>	
P7	Демонстрировать глубокие знания социальных, этических и культурных аспектов инновационной профессиональной деятельности.
P8	Самостоятельно учиться и непрерывно повышать квалификацию в течение всего периода профессиональной деятельности.
P9	Активно владеть иностранным языком на уровне, позволяющем работать в иноязычной среде, разрабатывать документацию, презентовать результаты профессиональной деятельности.
P10	Эффективно работать индивидуально и в коллективе, демонстрировать ответственность за результаты работы и готовность следовать корпоративной культуре организации.

Министерство образования и науки Российской Федерации
 Федеральное государственное автономное образовательное учреждение
 высшего образования
**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
 ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**

Инженерная школа ядерных технологий

Направление подготовки 14.04.02 Ядерные физика и технологии

Отделение Ядерного топливного цикла

УТВЕРЖДАЮ:

Руководитель ООП ЯТЦ

_____ Кузнецов М.С.
 (Подпись) (Дата) (Ф.И.О.)

ЗАДАНИЕ

на выполнение выпускной квалификационной работы

В форме:

Магистерской диссертации <small>(бакалаврской работы, дипломного проекта/работы, магистерской диссертации)</small>

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ6В	Малахов А.О.

Тема работы:

Исследование возможности реализации концепции радиационного эквивалентного обращения с радиоактивными отходами	
Утверждена приказом проректора-директора (директора) (дата, номер)	№2009/с от 22.03.2018 г.

Срок сдачи студентом выполненной работы:	04.06.2018
--	------------

ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:

Исходные данные к работе	Объектом исследования является разработанная модель, позволяющая произвести расчёт нуклидного состава топлива через любой промежуток времени на основании изначального обогащения и загрузки топлива.
Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов	<ul style="list-style-type: none"> - Проведение литературного обзора по тематике НИР; - Представление результатов математического моделирования; - Рассмотрение особенности разработанной модели; - Исследование полученных результатов при различных входных данных - Анализ полученных данных
Перечень графического материала	- Презентация

Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы	
Раздел	Консультант
Литературный обзор, проведение расчётов и анализ полученных результатов	Беденко С.В.
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Верховская М.В.
Социальная ответственность	Гоголева Т.С.
Названия разделов, которые должны быть написаны на иностранном языке:	
Литературный обзор	

Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику	12.03.2018
---	------------

Задание выдал руководитель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Беденко С.В.	к.ф.-м.н.		12.03.2018

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6В	Малахов А.О.		12.03.2018

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

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ6В	Малахов А.О.

Школа	ИЯТШ	Отделение	ОЯТЦ
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	Работа с информацией, представленной в российских и иностранных научных публикациях, аналитических материалах, статистических бюллетенях и изданиях, нормативно-правовых документах.
2. Нормы и нормативы расходования ресурсов	
3. Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования	

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. Оценка коммерческого потенциала, перспективности и альтернатив проведения НИ с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения	1. Потенциальные потребители результатов исследования; 2. Анализ конкурентных технических решений; 3. SWOT – анализ.
2. Планирование и формирование бюджета научных исследований	1. Структура работ в рамках научного исследования; 2. Бюджет научно - технического исследования (нти).
3. Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования	Определение ресурсоэффективности проекта.

Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей):

1. Оценка конкурентоспособности технических решений
2. Матрица SWOT
3. Иерархическая структура работ
4. Бюджет проекта
5. Определение ресурсоэффективности проекта.

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	12.03.2018
---	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСНГ	Верховская М.В.	к.экон.н		12.03.2018

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6В	Малахов А.О.		12.03.2018

**ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА
«СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»**

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ6В	Малахов А.О.

Школа	ИЯТШ	Отделение	ОЯТЦ
Уровень образования	магистратура	Направление/специальность	14.04.02 Ядерные физика и технологии

Исходные данные к разделу «Социальная ответственность»:

1. Описание рабочего места (рабочей зоны) на предмет возникновения:	– вредные факторы производственной среды: повышенный уровень электромагнитных полей, отклонение показателей макроклимата от оптимальных, ионизирующее излучение от ПЭВМ; – опасные факторы производственной среды: вероятность возникновения пожара, вероятность поражения электрическим током.
2. Знакомство и отбор законодательных и нормативных документов по теме:	– электробезопасность; – пожарная безопасность; – требование охраны труда при работе с ПЭВМ.

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:	– действие фактора на организм человека; – приведение допустимых норм с необходимой размерностью (с ссылкой на соответствующий нормативно-технический документ); – предлагаемые средства защиты (коллективные и индивидуальные).
2. Анализ выявленных опасных факторов проектируемой произведённой среды в следующей последовательности:	– электробезопасность (в т.ч. статическое электричество, средства защиты); – пожаровзрывобезопасность (причины, профилактические мероприятия, первичные средства пожаротушения).

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	12.03.2018
---	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н.		12.03.2018

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6В	Малахов А.О.		12.03.2018

Реферат

Выпускная квалификационная работа 93 с., 10 рис., 19 табл., 41 источник, 2 прил.

Ключевые слова: нуклидный состав ядерного топлива, радиоактивные отходы, отработавшее ядерное топливо.

Объектом исследования является программный продукт, разработанный с целью расчёта нуклидного состава ядерного топлива реакторных установок.

Цель работы – создание и верификация программного продукта по расчету изотопного состава реакторов, моделирование процессов накопления продуктов деления в ядерном реакторе.

В процессе исследования были изучены различные программные коды по определению изотопного состава ядерного топлива, подходы к его определению, проведен анализ литературных источников, создан программный продукт на основе модели расчета изотопного состава ядерного топлива, проведены численные эксперименты по определению изотопного состава реакторов различного типа. Произведен расчет стоимости выполнения ВКР, оценена ресурсоэффективность выбранного технического решения, соблюдены все требования по охране труда при выполнении данной работы.

В результате исследования была создана и верифицирована программа по определению изотопного состава ядерного топлива, полностью готовая к выполнению различных задач.

Степень внедрения: высокая; проект может использоваться в настоящее время, при продолжении дальнейших исследований.

Область применения: исследование процессов выгорания ядерного топлива.

Экономическая эффективность/значимость работы высокая.

ОПРЕДЕЛЕНИЯ, ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

Ядерный реактор: Устройство, предназначенное для организации управляемой самоподдерживающейся цепной реакции деления, сопровождаемой выделением энергии.

Кампания ядерного реактора: Время работы реактора с одной и той же загрузкой ядерного топлива.

Кампания ядерного топлива: Время работы топлива в пересчете на полную мощность реактора; время, в течение которого топливо находится в реакторе.

Выгорание ядерного топлива: Снижение концентрации любого нуклида в ядерном топливе, вследствие ядерных превращений этого нуклида при работе реактора.

ЯЭ – ядерная энергетика;

РАО – радиоактивные отходы;

ВАО – высокоактивные отходы;

ОЯТ – отработавшее ядерное топливо;

БН – быстрые нейтроны;

ВВЭР – водо–водяной энергетический реактор.

Оглавление

ВВЕДЕНИЕ	11
1 Аналитический обзор литературных источников.....	15
1.1 Концепция радиационной эквивалентности	15
1.1.1 Принцип радиационно-миграционной эквивалентности.....	16
1.1.2 Баланс тепловыделения отходов и урана	21
1.1.3 Принципы природоподобия и аналогии природным месторождениям при определении мест, условий, материалов для захоронения отходов	22
1.2 Обзор расчетных и экспериментальных методик определения параметров ОЯТ	24
1.2.1 Код WIMS-D/4	28
1.2.2 Код CITATION	29
1.2.3 EVOLCODE 2.0	30
1.2.4 SCALE	31
1.2.5 Serpent.....	32
1.2.6 ORIGEN.....	33
1.2.7 MCNP.....	34
1.2.8 MCU.....	35
2 Расчёт изотопного состава ядерного топлива разработанным программным продуктом.....	36
2.1 Цепочки ядерных превращений в облученном ядерном топливе.....	36
2.2 Построение цепочек ядерных превращений	36
2.3 Подготовка ядерно-физических данных.....	38
2.4 Модель накопления изотопов в облученном ядерном топливе	40
2.5 Полученные экспериментальные данные.....	47
3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение...	51
3.1 Потенциальные потребители результатов исследования	51
3.1.1 Анализ конкурентных технических решений	53
3.1.2 SWOT-анализ.....	56
3.2 Планирование научно-исследовательских работ.....	59
3.2.1 Иерархическая структура работ проекта.....	59

3.2.2 Контрольные события проекта	60
3.2.3 План проекта.....	61
3.3 Бюджет научного исследования	63
3.3.1 Расчёт материальных затрат	63
3.3.2 Основная заработная плата исполнителей темы.....	65
3.3.3 Отчисления во внебюджетные фонды	68
3.3.5 Накладные расходы.....	69
3.3.6 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта.....	69
3.4 Организационная структура проекта	70
3.5 Матрица ответственности	71
3.6 Оценка сравнительной эффективности исследования	72
4 Социальная ответственность	77
4.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов	77
4.2 Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния при работе на ПЭВМ	79
4.2.1 Организационные мероприятия.....	79
4.2.2 Технические мероприятия.....	79
4.2.3 Условия безопасной работы.....	82
4.3 Электробезопасность	84
4.4 Пожарная и взрывная безопасность	85
Заключение	88
Список публикаций.....	89
Список используемых источников.....	90
Приложение А	94
Приложение Б.....	112

ВВЕДЕНИЕ

Ядерная энергетика на реакторах, выросших из военной техники, уже в 70-80-е гг. стала крупным сектором энергетики многих стран. Но её главные проблемы, такие как безопасность и стоимость АЭС, радиоактивные отходы, нераспространение оружейных материалов, а так же воспроизводство топлива не нашли исчерпывающих решений. Быстрые реакторы, на которых намечалось крупномасштабное развитие ЯЭ, были нацелены на высокие темпы воспроизводства и оказались дорогими, увеличивали риск распространения и не получили широкого применения, их разработки были свёрнуты в США, а затем и в Европе. В условиях стабилизации мирового топливного рынка в конце 1970-х годов в США, а затем в Европе и России ЯЭ пришла в состояние стагнации. На XXI век прогнозировалось снижение её доли в энергетике.

К концу 1990-х годов в России и США сформировались два разных, но дополняющих друг друга подхода к обновлению концепции развития ядерной энергетике (ЯЭ) и технической концепции реакторов и ядерного топливного цикла (ЯТЦ) для будущего.

Инициативы США были нацелены на широкий поиск концепций реакторов следующего поколения и их топливного цикла для среднесрочной перспективы ЯЭ ограниченного масштаба.

Стратегия Минатома России 2000 года (далее Стратегия-2000), определившая общее направление развития (ЯЭ) в России до 2050 г., исходила из того, что полувековой опыт достаточен для разработки и демонстрации в начале XXI века быстрых реакторов в замкнутом ЯТЦ, эффективно утилизирующих накапливаемые облученное ядерное топливо (ОЯТ) и плутоний; отвечающих требованиям крупномасштабной ЯЭ по топливному балансу, экономике, безопасности, отходам, нераспространению; способных поэтому стать основой развития в XXI веке большой ЯЭ для радикального решения встающих перед миром проблем энергоснабжения, оздоровления окружающей среды, нераспространения оружия. К концу века, при исчерпании

ресурсов дешевого природного урана быстрые реакторы могут поддерживать работу тепловых реакторов разных типов, предпочтительных для использования в тех или других секторах энергетики, путем их перевода в торий-урановый топливный цикл [1].

Ориентиры развития энергетики в России на среднесрочный период до 2030 г. определены «Энергетической стратегией России» [2]. В соответствии с этой стратегией мощность атомных электростанций (АЭС) планировалось увеличить к 2030 г. до 52–62 ГВт, с покрытием до 30% электроэнергии во всей стране. Один из последних долгосрочных прогнозов развития российской ядерной энергетики дан в работе ИНЭИ РАН «Перспективы развития АЭС до середины XXI века» [3]. В этой работе анализируются варианты экономически оптимального роста мощностей АЭС в России к 2050 г. в пределах от 100 до 140 ГВт (э). При этом предполагается, что доля выработки ядерной электроэнергии к середине века возрастет до 33–42 % [4].

В целом, переход к крупномасштабной ядерной энергетике является важной задачей топливного обеспечения страны. Это связано с нарастающими потребностями в электроэнергии, истощением запасов урана, увеличением количества РАО и отсутствием глобального решения проблемы переработки ОЯТ.

Для того, чтобы ее внедрение было качественным шагом в развитии энергетики, крупномасштабная ЯЭ должна основываться на определенных принципах:

- качественное изменение уровня безопасности;
- существенное изменение топливной базы;
- доказательное решение проблемы с отработанным ядерным топливом;
- снижение риска распространения ядерных материалов;
- снижение капитальных затрат на строительство БР;
- обеспечение конкурентоспособности систем БР с другими видами электрогенерации.

Для решения вопроса переработки РАО рассматривается концепция радиационной эквивалентности, суть которой заключается в том, что активность захораниваемых обратно в землю РАО должны быть сопоставима или меньше активности добываемого природного урана.

Основной вклад в активность ОЯТ и РАО дают долгоживущие трансурановые элементы, такие как плутоний, нептуний, кюрий, америций, период полураспада некоторых изотопов которых превышает тысячи лет. Возможным решением избавления от них в РАО и ОЯТ является их выжигание в быстрых реакторах, т.е. реализация трансмутационного ЯТЦ.

Суть трансмутационного цикла заключается в том, что БР будут работать сначала на уран-плутониевой смеси, полученной из ОЯТ ТР, а затем на собственном ОЯТ т.к. они сами будут нарабатывать плутоний, с коэффициентом воспроизводства равным 1. Соответственно, в них также можно выжигать долгоживущие актиниды, для последующего их захоронения, удовлетворяющего принципу радиационной эквивалентности.

Предполагается, что крупномасштабная ЯЭ будет основана на системе быстрых реакторов БРЕСТ-1200 со свинцовым теплоносителем [1].

Объектом исследования является программный продукт, разработанный с целью расчёта нуклидного состава ядерного топлива реакторных установок.

Актуальность проблемы связана со снижением долговременной радиационной опасности радиоактивных отходов (РАО) за счет замыкания топливного цикла со сжиганием (трансмутацией) в реакторе наиболее долгоживущих радионуклидов из ОЯТ и глубокой очистки РАО с достижением радиационного баланса между захораниваемыми РАО и извлекаемым из недр Земли ураном.

Цель работы – создание и верификация программного продукта по расчету изотопного состава реакторов, моделирование процессов накопления продуктов деления в ядерном топливе.

В соответствии с главной целью ставятся и решаются следующие задачи:

- анализ существующих методик и программных продуктов по определению изотопного состава ядерного топлива;
- разработка методики и программного продукта по определению изотопного состава ядерного топлива;
- верификация программы с помощью существующих экспериментальных данных.

Практическая ценность работы заключается в следующем:

- на основе новой модели и современных баз данных разработан комплексный программный продукт по определению изотопного состава различных типов ОЯТ, в том числе перспективных;
- разработанная программа позволяет определять изотопный состав широкого спектра реакторных установок.

В процессе исследования были изучены различные программные коды по определению изотопного состава ядерного топлива, подходы к его определению, проведен анализ литературных источников, создан программный продукт на основе модели расчета изотопного состава ядерного топлива, проведены численные эксперименты по определению изотопного состава реакторов различного типа и проведена верификация разработанного программного с помощью данных, полученных с помощью уже верифицированных программных продуктов или экспериментальным путем. Произведен расчет стоимости выполнения ВКР, оценена ресурсоэффективность выбранного технического решения, соблюдены все требования по охране труда при выполнении данной работы.

В результате исследования была создана и верифицирована программа по определению изотопного состава ядерного топлива.

Степень внедрения: высокая; проект может использоваться в настоящее время, при продолжении дальнейших исследований.

Область применения: исследование процессов выгорания ядерного топлива.

Экономическая эффективность/значимость работы высокая.

1 Аналитический обзор литературных источников

1.1 Концепция радиационной эквивалентности

Современная ядерная энергетика, основанная на тепловых реакторах, имеет ряд нерешенных и отложенных проблем, влияющих на темпы развития, структуру, эффективность ядерной энергетике в мировом масштабе. Важнейшие из этих проблем:

– по прогнозам минерально-сырьевая база по урану будет не в состоянии обеспечить устойчивое долговременное развитие ядерной энергетике только на тепловых реакторах, так как при этом используется незначительная часть уранового сырья;

– отсутствуют технологии надежной изоляции от биосферы радиоактивных отходов, образующихся в ядерном топливном цикле, в первую очередь это касается высокоактивных долгоживущих отходов, к которым относится и облученное ядерное топливо, если предполагается его захоронение без переработки, и оно декларируется как отходы.

В ближайшей перспективе единственным технологически достижимым методом, способным обеспечить достаточную степень защиты населения и биосферы от высокоактивных и долгоживущих отходов в течение нескольких сотен лет, является удаление отходов в глубокозалегающие подземные хранилища. Идеология обращения с долгоживущими и высокоактивными отходами в этом случае заключается в их отверждении, длительном контролируемом хранении и последующем захоронении в глубокой геологической формации.

В нескольких странах в течение десятилетий разрабатываются программы по сооружению глубинных хранилищ для окончательного захоронения отработавшего ядерного топлива или высокоактивных долгоживущих отходов (Финляндия, Швеция, США). И хотя идея подземного глубинного захоронения отходов в целях их полной изоляции от биосферы

выглядит очевидной, ни в одной стране не начата эксплуатация геологического хранилища.

Организация глубинного захоронения является очень сложной многофакторной проблемой, требующей выполнения в течение длительного времени огромного объема технических и научных работ. Однако основным препятствием является отсутствие абсолютных гарантий долговременной безопасности захоронения, а в настоящее время доказательства безопасности при решении любой экологической проблемы должны быть предельно прозрачны.

Решение важнейших проблем атомной отрасли – обеспечение топливом и обращение с отходами – принципиально возможно только в крупномасштабной многокомпонентной ядерной энергетике, основанной на использовании быстрых реакторов в замкнутом ядерном топливном цикле с глубокой переработкой облученного ядерного топлива, извлечением индивидуальных радионуклидов или их групп для возврата в цикл ценного энергетического сырья, полезного использования некоторых изотопов, трансмутацией отдельных актинидов и захоронением не востребуемых радионуклидов без нарушения природного радиационного баланса.

Сохранение природного радиационного баланса подразумевает, что через определенный исторически не слишком большой период времени суммарная радиотоксичность произведенных в результате эксплуатации АЭС и/или переработки облученного топлива и направляемых на захоронение отходов не будет превышать суммарной радиотоксичности уранового сырья, извлеченного из земной коры для обеспечения АЭС топливом.

1.1.1 Принцип радиационно-миграционной эквивалентности

Рассмотрение сценариев, моделей выхода радионуклидов из подземных хранилищ, а соответственно и получаемого риска, начинается с оценки радиотоксичности нуклидов, содержащихся в удаляемых отходах. Так как

вероятность контакта отходов с водой является важнейшим фактором, который при глубинном захоронении может привести к отрицательному воздействию хранилища на безопасность окружающей среды и здоровье населения, для каждого радионуклида вводится понятие уровня вмешательства в воде биосферы, то есть предельно допустимая его концентрация. Радиотоксичность, которая определяется как отношение концентрации нуклида к уровню вмешательства, является основополагающей радиационной характеристикой радионуклида при захоронении. Если в захораниваемых отходах несколько нуклидов, то их радиотоксичности суммируются; начальным условием экологической приемлемости какого-либо решения является не превышение суммарной радиотоксичности значения единицы.

В качестве необходимого условия развития крупномасштабной многокомпонентной ядерной энергетики называется естественная, т.е. основанная на законах природы, безопасность ядерных реакторов и естественная безопасность всего ядерного топливного цикла. Очевидно, что естественная безопасность при обращении с радиоактивными отходами будет достигнута, если вредное воздействие на человека и биосферу захороненных долгоживущих высокоактивных компонентов отходов на протяжении всего времени существования захоронения не будет превышать такого же воздействия потребленного природного урана. В этом случае различные эффекты воздействия захораниваемых отходов нужно соизмерять с точно такими же воздействиями природного урана, который может или мог бы располагаться в том же месте, что и отходы, в концентрации и количестве, которые встречаются в природе.

Возможность следования принципам естественной безопасности при окончательном удалении отходов будет основываться на технологиях замкнутого ядерного топливного цикла. Его центральное звено – глубокая оптимальная радиохимическая переработка облученного топлива, то есть разделение на индивидуальные радионуклиды или их группы, которые могут быть или рециклированы в энергетических реакторах для получения

дополнительной энергии, или использованы в других областях науки, техники, промышленности, а не востребуемые – в конечном счете захоронены с соблюдением принципов радиационно-миграционной эквивалентности.

Глубокая переработка облученного топлива обеспечит выполнение одного из условий достижения радиационно-миграционной эквивалентности при захоронении – возврат в топливный цикл быстрых реакторов в дополнение к урану и плутонию выделенных при переработке актиноидов (кюриум, америций и др.).

Следующим необходимым условием будет являться длительное контролируемое хранение радиоактивных отходов, не востребуемых на начальном этапе после переработки, в специальных приповерхностных хранилищах с отводом тепла естественной конвекцией воздуха. При этом необходимый срок хранения должен достигать 300-400 лет, если хранить все продукты деления, остаточные актиноиды и активированные нейтронами конструкционные элементы реакторов. Если извлеченные при переработке цезий и стронций будут храниться отдельной фракцией, срок выдержки перед захоронением оставшихся отходов значительно снизится. При этом в любой момент контролируемого хранения для полезного использования в народном хозяйстве могут быть востребованы и стронций, и цезий, и ряд других элементов – технеций, редкоземельные элементы или др.

Длительная контролируемая выдержка отходов перед их окончательным захоронением в приповерхностном хранилище с воздушным охлаждением обеспечит достижение состояния баланса между эквивалентной активностью долгоживущих компонентов высокоактивных отходов и активностью сырья. Так, в концептуальном проекте регионального хранилища для длительного контролируемого хранения долгоживущих высокоактивных отходов РФ предполагается, что подготовка порций отходов для загрузки в хранилище (один раз в 20 лет) в виде блоков остеклованных отдельных нуклидов будет проводиться на заводе по переработке топлива.

Поступающая в хранилище порция актиноидов или продуктов деления предварительно будет перемешана и будет иметь одинаковое тепловыделение – это облегчит охлаждение блоков остеклованных отходов. Выдержанные долгоживущие компоненты высокоактивных отходов будут окончательно упакованы с концентрированием активности, что сократит объем глубинного хранилища. Создание подобного хранилища позволит снизить на длительный срок интенсивность работ по поиску и обоснованию глубинного геологического хранилища и при этом примерно в несколько раз сократить его объем.

Динамика изменения во времени важнейших радиационных характеристик высокоактивных отходов разных типов, иллюстрирующая целесообразность предварительной выдержки, представлена в таблице 1.1 (состав высокоактивных отходов зависит от технологий переработки облученного ядерного топлива).

Таблица 1.1 – Динамика изменения во времени энерговыделения (Вт/кг) и потенциальной биологической опасности (Зв) высокоактивных отходов

Тип отходов	Время			
	3 года	30 лет	100 лет	200 лет
Энерговыделение ОЯТ топлива ВВЭР и некоторых ВАО, Вт/кг				
Отработавшее топливо ВЭР	2,9	0,74	0,3	0,17
ВАО с остаточным количеством Pu 0,1%	2,7	0,54	0,11	0,019
ВАО с остаточным количеством U, Pu, Am, Cm 0,1%; Sr, Cs, Te, I 1%	1,6	0,011	0,0014	0,00035
Радионуклиды:				
$^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$	0,434	0,228	0,043	0,004
$^{137}\text{Cs} + ^{137}\text{Ba}$	0,525	0,282	0,056	0,0055
^{135}Cs	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$
Потенциальная биологическая опасность, Зв				
ОЯТ	$2,64 \cdot 10^5$	$1,25 \cdot 10^5$	$6,03 \cdot 10^4$	$3,84 \cdot 10^4$
ВАО с остаточным количеством Pu 0,1%	$2,13 \cdot 10^5$	$7,18 \cdot 10^4$	$1,56 \cdot 10^4$	$3,4 \cdot 10^3$
ВАО с остаточным количеством U, Pu, Am, Cm 0,1%; Sr, Cs, Te, I 1%	$4,29 \cdot 10^4$	$1,33 \cdot 10^3$	$1,87 \cdot 10^2$	52

В соответствии с принципом радиационно-миграционной эквивалентности для корректного сравнения различных эффектов воздействия захораниваемых отходов и исходного природного урана необходимо учитывать различия в условиях вмешательства для отходов и урана, в их подвижности,

сорбционной способности, способности матриц фиксировать радионуклиды и др.

Сумма отношений эффективных радиотоксичностей всех нуклидов в отходах к эффективной радиотоксичности природного урана называется индексом эффективной радиотоксичности отходов. Если индекс меньше единицы, то предполагается, что радиационное воздействие отходов будет меньше, чем исходного природного компонента.

Индекс эффективной радиотоксичности есть функция времени, которое прошло с момента захоронения РАО. Если в нулевой момент времени индекс превосходит единицу, то со временем вследствие распада нуклидов он уменьшится, и по прошествии некоторого времени T сравняется с единицей. Это и есть время достижения радиационно-миграционной эквивалентности отходов и урана. Его значение принципиально: если $T = 200-300$ лет можно считать приемлемым, поскольку защиту в течение такого времени легко обеспечить инженерными средствами, то при больших значениях T обеспечить безопасность захоронения проблематично. Радиационно-миграционная эквивалентность облученного ядерного топлива без переработки достигается в течение гораздо большего промежутка времени, так как доминирующие нуклиды в топливе имеют слишком большой период полураспада, предварительная выдержка топлива до захоронения в течение такого срока нереальна.

В параметре локальной радиационно-миграционной эквивалентности фигурирует относительная концентрация, и отсутствуют какие-либо ограничения на абсолютную концентрацию нуклидов, поэтому принцип локальной радиационно-миграционной эквивалентности дополняется требованиями на концентрацию и суммарную активность отходов в сравнении с теми же характеристиками урановых месторождений.

1.1.2 Баланс тепловыделения отходов и урана

При распаде природного урана и захораниваемых нуклидов выделяется пропорциональное количеству урана или отходов тепло. Тепловыделение является важнейшей технологической нагрузкой при подземной изоляции отходов. Тепловая нагрузка существенно влияет на количественные характеристики и конструктивные особенности захоронения, ухудшает прочностные и гидрогеологические характеристики массива пород в ближайшей зоне захоронения. Кроме того, тепловыделение может способствовать ускорению водообмена (за счет геотермального подъема глубинных вод), а с ним – и миграции радионуклидов.

Принцип радиационно-миграционной эквивалентности может предполагать на заключительной стадии захоронение радиоактивных отходов в те же места, откуда берется уран, но не обязательно в те же рудники, откуда был взят исходный уран, а в рудники, действующие на момент захоронения (в принципе, можно захоронить радиоактивные отходы и в старые рудники). Желательно, чтобы захораниваемые радиоактивные отходы имели стойкость к размыванию и уносу грунтовыми водами не ниже, чем добываемые на руднике руды.

Однако рекомендация о захоронении в урановый рудник не является обязательной для принципа радиационно-миграционной эквивалентности. Его можно трактовать более широко, как радиационную эквивалентность взятой из земной коры активности и помещенной туда. Может оказаться более предпочтительным захоронение выдержанных радиоактивных отходов в стабильные и неразмываемые геологические формации, т.е. брать урановую руду из мест, где могут быть велики потоки грунтовых вод и велика сейсмичность, а захоронить радиационно эквивалентную активность в сухие и стабильные формации.

Представление о допустимых уровнях тепловыделения захораниваемых отходов можно получить, рассматривая вариант захоронения отходов в старые

урановые разработки, то есть в те же места, откуда берется уран (это был бы наиболее идеальный вариант размещения отходов на заключительной стадии). Так, например, общее количество урана условного богатого месторождения в 300 тыс. т на 1 км² (максимальное содержание урана в месторождении на одном квадратном километре ~ 130 тыс. т, однако существует неравномерность распределения – и в таком месторождении есть участки с большей в 2 раза концентрацией на сотне квадратных метров) будет выделять только 30 кВт тепла. Исходя из таких оценок, можно в первом приближении ориентироваться на допустимые уровни тепловыделения при захоронении отходов.

1.1.3 Принципы природоподобия и аналогии природным месторождениям при определении мест, условий, материалов для захоронения отходов

Кроме факторов, связанных с наличием в отходах радионуклидов, которые могут изменить температурное поле, при захоронении большую роль играют химические, геологические, геохимические факторы, определяющие многолетнюю устойчивость захоронения и миграцию радионуклидов в водоактивные горизонты, связанные с питьевыми системами. И только одновременный учет этих факторов с радиационными и миграционными факторами может обеспечить естественную безопасность захоронения.

Химические и электрохимические условия захоронения (наличие или отсутствие кислорода как окислителя, рН среды – кислая, щелочная или нейтральная, наличие восстановителей в среде захоронения, в том числе в системе техногенных барьеров, например, металлического железа) тоже определяют устойчивость захоронения. Как техногенные, так и природные защитные барьеры, не только механически защищающие захоронение от проникновения вод и выщелачивания нуклидов, но и химически, замедляя выщелачивание и миграцию, – обязательное условие при захоронении отходов.

Глубина захоронения, важная не сама по себе, должна обеспечивать недоступность к захоронению окислительных и кислых сред из коры выветривания, с поверхности земли. Именно окислительная среда вызывает раскисление и миграцию радионуклидов урановых месторождений (на этой основе проводится добыча урана кислотным подземным выщелачиванием). В связи с этим необходимо будет учитывать дополнительные факторы: например, пока еще немногочисленные, но важные доказательства поведения техногенного плутония – так, при наличии окислителей (значительной концентрации солей нитратов) подвижность этого обычно пассивного, но чрезвычайно радиационно опасного нуклида увеличивается.

Следует отметить, что при реализации принципа радиационно-миграционной эквивалентности вследствие значительного снижения при этом радиоактивности возможно значительное изменение требований к захоронению, в том числе и для долгоживущих радионуклидов. Возможно, при определенных условиях будет допускаться захоронение оставшихся высокоактивных отходов в приповерхностных слоях земли, например, если на глубине ниже 100 м мала трещиноватость, нет окислительных условий и др.

Для каждой страны вне зависимости от масштабов ядерно-энергетической программы проблема утилизации радиоактивных отходов является одной из важнейших. В силу физической природы радионуклидов наиболее полное и радикальное решение этой проблемы возможно только в рамках реализации замкнутого ядерного топливного цикла при развитии крупномасштабной многокомпонентной ядерной энергетики, на основе рационального комбинирования традиционных методов обращения и новых технологий.

1.2 Обзор расчетных и экспериментальных методик определения параметров ОЯТ

В условиях роста численности населения планеты и роста индустриализации в развивающихся странах миру потребуется увеличивать поставки электроэнергии. Становится также очевидным, что для того, чтобы избежать более серьезных последствий глобального изменения климата, потребуются значительные усилия по декарбонизации наших источников энергии примерно к 2050 году. На этом фоне возобновляется интерес к ядерной энергии (делению), поскольку она может обеспечить большие объемы безопасной, низкоуглеродной энергии, хотя события на Фукусиме заставили некоторые страны принять решение против новых ядерных реакторов или запланировать выход из использования ядерной энергии, а Германия и Япония сами являются очевидными примерами. Вместе с тем в других странах рост использования ядерной энергии продолжается, планируется или серьезно рассматривается, и ожидается, что новое поколение легководных реакторов обеспечит новые стандарты в области безопасности и экономики.

Однако остаются вопросы о том, как поступать с использованным ядерным топливом прошлых, нынешних и будущих поколений реакторов. По сути, существует два варианта: либо утилизировать отработавшее топливо после локализации в подходящей форме в хранилище отходов (вариант "открытого "или" сквозного " топливного цикла), либо отделить повторно используемые компоненты для рециркуляции, утилизируя только остаточные отходы (вариант "закрытого" топливного цикла). Многие страны внедрили открытый топливный цикл, в рамках которого отработавшее топливо должно храниться, а затем сразу же после его поступления переводиться на объект геологического захоронения. Однако, несмотря на значительный прогресс, достигнутый в настоящее время в нескольких странах, особенно в Швеции и Финляндии, ни одна страна еще не открыла геологическую установку для захоронения отработавшего топлива. Ни одна страна еще не внедрила

полностью замкнутый топливный цикл, поскольку это требует развертывания реакторов на быстрых нейтронах, которые могут использовать весь энергетический потенциал урана и плутония. Частично «закрытые» или «дважды сквозные» топливные циклы, в которых плутоний (и некоторый уран) рециркулируется в качестве смешанного оксидного топлива для тепловых реакторов, были успешно реализованы в различной степени в нескольких странах; в первую очередь во Франции. Таким образом, количество отработавшего топлива, которое хранится на временной основе, а не утилизируется или перерабатывается и рециркулируется, растет. По простым оценкам, если ничего другого не сделать, то к 2100 году во всем мире может храниться более миллиона тонн отработавшего топлива. В этом контексте на объекте по геологическому захоронению может храниться несколько десятков тысяч тонн отработавшего топлива, а типичный завод по переработке в промышленных масштабах будет иметь пропускную способность около 1000 тонн в год.

В связи со все более острой потребностью в расширении глобальных поставок низкоуглеродной энергии и, следовательно, возобновлением интереса к ядерной энергии, существуют также опасения по поводу устойчивости, включая безопасность поставок урана в условиях "ядерного возрождения", безопасность существующих систем и риски распространения по всему гражданскому ядерному топливному циклу. Кроме того, растет осознание того, что пространство геологической установки для захоронения, вероятно, будет «дефицитным» ресурсом, и топливные циклы, которые сводят к минимуму воздействие на геологическую установку для захоронения, могут иметь значительные преимущества.

На этом фоне вариант закрытия ядерного топливного цикла за счет внедрения систем быстрых реакторов IV поколения оценивается рядом национальных и международных программ как потенциальное решение этих вопросов, которое может быть развернуто примерно в середине XXI века.

Для достижения цели «полностью» замкнутого топливного цикла, при котором энергетический потенциал урана и плутониевого топлива используется в быстрых реакторах, а запасы плутония (и, возможно, также незначительные запасы актинида) стабилизируются или даже уменьшаются, потребуется рециркуляция актинида. Следует подчеркнуть, что даже полностью закрытые топливные циклы требуют установки для удаления высокоактивных отходов переработки. Вместе с тем замкнутые циклы дают преимущества в плане сокращения площади объекта геологического захоронения и общего радиотоксического срока службы удаляемого материала (для этого требуется рециркуляция мелких актинидов, а также плутония – так называемый сценарий разделения и трансмутации). Хотя эти факторы не всегда идут на пользу безопасности объекту геологического захоронения, кроме сценариев с малой вероятностью (но серьезными последствиями), таких как вторжение человека или геологические изменения, они могут помочь в получении общественного признания для захоронения радиоактивных отходов и размещению объектов геологического захоронения.

Аргументы против закрытия топливного цикла включают обеспокоенность по поводу безопасности и экологических последствий установок по переработке топлива, возросшие краткосрочные риски распространения из запасов выделенного плутония, временные масштабы осуществления и капитальные затраты на обеспечение необходимой сложной инфраструктуры. Существенные НИОКР необходимы также для разработки и демонстрации технологий, необходимых для коммерческого топливного цикла быстрых реакторов.

Очевидно, что замкнутые топливные циклы нуждаются в потенциале переработки и рециркуляции для получения новых видов ядерного топлива из использованного топлива. На сегодняшний день в ряде стран, использующих процесс PUREX, осуществляется переработка в коммерческих масштабах. Это позволяет получать отдельные чистые продукты из урана и оксида плутония с использованием гидрометаллургического процесса, основанного на жидкостно-

жидкостном извлечении между водной и органической фазами. Процесс PUREX был чрезвычайно успешным процессом для достижения этих сложных и потенциально опасных разделений, но он по-прежнему используется в форме, которая лишь незначительно изменилась с момента его первоначального развития в 1950-х годах, по существу, в качестве технологии для извлечения плутония из топлива с низким уровнем выгорания для программ ядерного оружия. Вряд ли это будет приемлемым вариантом для развертывания в середине XXI века, когда требования в отношении экономики, управления отходами, воздействия на окружающую среду и нераспространения будут намного выше.

Вот и возникает вопрос, что если мы хотим реализовать преимущества ядерной энергии и управления отходами в рамках замкнутого топливного цикла, какие технологии есть, которые реально могут быть использованы для переработки и утилизации отработавшего ядерного топлива к концу XXI века? Признавая также, что может потребоваться 10-20 лет для проектирования, строительства и ввода в эксплуатацию новых установок после завершения этапов НИОКР.

С течением времени состав топлива в действующем реакторе изменяется, что влияет на критичность и все другие нейтронные параметры реактора. Поэтому необходимо точное изучение выгорания топлива. Это позволяет нам держать реактор под контролем, точно оценивать длину цикла, рассчитывать количество требуемой химической оболочки.

Компьютерные коды, способные моделировать историю облучения, широко используются, с одной стороны, для понимания поведения нынешних топливных стержней реакторов при облучении, особенно когда речь идет о варианте с высоким выгоранием, достижимом в нынешних ядерных концепциях, главным образом по экономическим причинам (увеличение продолжительности цикла). С другой стороны, что касается передовых ядерных концепций, таких как быстрые реакторы поколения IV (и даже некоторые реакторы поколения III), которые до сих пор не применяются во всем мире, то

компьютерное моделирование является наиболее широко используемым инструментом для моделирования и оценки их свойств, включая вопросы реактивности, безопасности и обращения с отходами.

Проверка выполняется экспериментально или оперативно путем сравнения расчетных и измеренных значений. Для этого используются пассивные неразрушающие методы. Многие исследования выгорания были проведены на облученном и отработавшем топливе с использованием метода гамма-сканирования.

В настоящее время, в большинстве случаев, коды Монте-Карло используются для моделирования сложных систем, благодаря их способности моделировать высокий уровень неоднородностей. Хотя такие вычисления являются очень дорогими, вычислительная мощность текущих компьютерных систем и использование параллельных алгоритмов делают эту задачу выполнимой. Поэтому много работ по моделированию сложных систем проводятся с помощью кодов МК. Большинство кодов МК дают нам статическое поведение системы, а затем, соединяясь с компьютерным кодом ORIGEN 2.2, моделируются зависящий от времени состав топлива. Исследования показали, что эта процедура может дать достоверную информацию о системе.

1.2.1 Код WIMS-D/4

WIMS-D/4 является универсальным решеточным кодом. Он обеспечивает усредненные по ячейкам поперечные сечения и другие параметры решетки для расчетов в целом по пространственным зависимым реакторам. Кроме того, он выполняет вычисления для бесконечных и эффективных коэффициентов умножения, матрицы выгорания и рассеяния гомогенизированной ячейки, используя типичные данные решетки, введенные в код. Этот код может использоваться для широкого спектра реакторов, включая тепловые и быстрые реакторы. Он допускает геометрию стержня или плиты в

обычных массивах или в кластере. WIMS-D/4 имеет встроенную библиотеку поперечного сечения 69 групп для большинства материалов, обычно используемых в тепловых реакторах. Структура энергетической группы охватывает как тепловые, так и быстрые энергетические диапазоны. Базовая библиотека соответствует 14 быстрым ($E_n > 9.11 \text{ keV}$), 13 резонансным ($4 \text{ эВ} < E_n < 9.11 \text{ кэВ}$) и 42 тепловым группам ($E_n < 4 \text{ эВ}$). Библиотека основана на Библиотеке ядерных данных Соединенного Королевства (UNKDL). Пользователю предлагается выбор точных решений во многих группах или быстрые вычисления в нескольких группах.

1.2.2 Код CITATION

Код CITATION выполняет глобальные вычисления активной зоны, используя несколько групповых констант, усредненных по различным областям с небольшим спектром групп. Код решает уравнения переноса нейтронов конечно-разностного представления теории диффузии в одном, двух и трех пространственных измерениях в широком диапазоне геометрий, таких как плита, цилиндрическая, сферическая, гексагональная и т. д. Код вычисляет эффективный коэффициент умножения и распределение мощности в активной зоне. Кроме того, могут быть проведены расчеты по выгоранию топлива и расчеты управления топливом для многоциклического анализа. Задачи собственных значений нейтронного потока решаются прямой итерацией для определения коэффициента умножения или плотностей нуклидов для критической системы. Можно также вычислить и конденсированный поток, и могут быть получены результаты первого порядка. В коде используются методы для определения критической системы. В системе можно использовать более одного набора микроскопических поперечных сечений, и поведение нуклидов может наблюдаться в междузонной шкале в областях выгорания. Пользователю предоставлен гибкий контроль над процессом вычислений, а также над редактированием результатов. Моделирование активной зоны в коде

CITATION основывается на (r, φ, z) цилиндрической системе координат. В расчете создается полная модель активной зоны. Модель состоит из различных элементов сердечника, включающих в себя реакторное топливо, нетопливную зону реакторного топлива, верхнюю камеру, верхнюю подкладку без бериллиевых прокладок, управляющий стержень, направляющую трубку управляющего стержня, нижние и кольцевые бериллиевые отражатели, регуляторы реактивности, внутренние и внешние участки облучения, а также воду сверху и снизу сердечника.

1.2.3 EVOLCODE 2.0

EVOLCODE 2.0 представляет собой комбинированный код моделирования эволюции и выгорания, предназначенный для описания эволюции выгорания как критических, так и субкритических реакторов, работающих в любом режиме спектра нейтронов. Код способен оценить большое разнообразие параметров ядерного реактора, в частности, изотопную эволюцию состава топлива в ядерном реакторе.

Проблемы сжигания решаются EVOLCODE 2.0 с использованием метода временного интервала, состоящего в последовательном расчете первого потока нейтронов для фиксированных плотностей материала в данный момент времени, а затем и при истощении этих плотностей, используя гипотезу о постоянном потоке нейтронов. Учитывая, что справедливость гипотез постоянных свойств ограничена во время облучения, необходимо несколько расчетов для анализа всего времени облучения. Каждая итерация, соответствующая периоду частичного облучения, называется циклом EVOLCODE.

Система моделирования EVOLCODE 2.0 была разработана в CIEMAT с целью предоставления компьютерного кода, способного производить моделирование текущих и будущих реакторов в любом диапазоне операций и рассчитывать детальное пространственное распределение и временную

эволюцию изотопного состава топлива и активированных материалов. В частности, была получена возможность моделирования изотопной эволюции в топливе для ядерных систем с очень разнообразными характеристиками и достижения длительных выгораний топлива. По этим причинам настоящая версия системы EVOLCODE основана на коде MCNPX для моделирования переноса нейтронов и кода ORIGEN для расчетов выгорания. Любая версия этих кодов может быть реализована в EVOLCODE 2.0. В качестве альтернативы, пользователь имеет возможность использовать код MCNP5 для транспорта и код ACAB для выгорания вместо базовых кодов, чтобы получить дополнительные возможности.

Этот код был проверен (в основном для систем с быстрыми нейтронами) до сих пор благодаря участию в международных бенчмарках кодов. Однако в последнее время стал доступен экспериментальный набор данных, для легководяных реакторов с водой под давлением. Этот эксперимент, изотопический корреляционный эксперимент, был предназначен для измерения некоторых актинидов и продуктов деления, образующихся после выгорания.

1.2.4 SCALE

Система SCALE является широко используемым комплектом моделирования и симуляции для анализа и проектирования ядерной безопасности, который разрабатывается, поддерживается, тестируется и управляется Отделом реакторов и ядерных систем Национальной лаборатории Оук Ридж. SCALE представляет собой комплексный, проверенный и верифицированный, удобный инструмент для расчета безопасности по критичности, физики реактора и решетки, радиационной защиты, характеристик отработавшего топлива и радиоактивного источника, а также анализа чувствительности и неопределенности. С 1980 года регулирующие органы, лицензиаты и исследовательские учреждения по всему миру использовали SCALE для анализа и проектирования безопасности. SCALE

предоставляет интегрированную инфраструктуру с десятками вычислительных модулей, включая три детерминированных и три решения для переноса излучения в Монте-Карло, которые выбираются на основе желаемого варианта решения. SCALE включает в себя текущие библиотеки ядерных данных и в зависимости от задач средства обработки одногрупповых и многогрупповых нейтронов и связанных нейтронно-гамма-расчетов, а также расчетов активации, выгорания и распада. SCALE включает уникальные возможности автоматического уменьшения дисперсии для расчетов экранирования, а также анализ чувствительности и неопределенности. Графические пользовательские интерфейсы SCALE помогают в точном системном моделировании, визуализации ядерных данных и удобном доступе к желаемым результатам.

1.2.5 Serpent

Serpent является многоцелевым трехмерным непрерывным энергетическим кодом переноса частиц Монте-Карло, разработанным в Техническом научно-исследовательском центре VTT в Финляндии. Разработка началась в 2004 году, и этот код был публично распространен Банком Данных OECD/NEA и RSICC начиная с 2009 года. Serpent изначально работал в качестве упрощенного кода физики реакторов, но возможности текущей версии разработки Serpent 2 выходят за рамки моделирования реактора. Приложения можно условно разделить на три категории:

- традиционные приложения физики реактора, включая пространственную гомогенизацию, расчеты критичности, исследования топливного цикла, моделирование исследовательских реакторов, проверку детерминированных транспортных кодов и т.д.;

- мультифизические симуляции, т.е. расчеты связанные с тепловой гидравликой и кодами производительности топлива;

- моделирование переноса нейтронов и фотонов для расчета мощности дозы излучения, экранирования, исследования термоядерного синтеза и медицинской физики.

1.2.6 ORIGEN

ORIGEN 2.2 - это точечный код выгорания и распада, разработанный Национальной лабораторией Оук-Ридж. ORIGEN2.2 вычисляет скорость изменения во времени количества нуклида «i» в результате трансмутации и распада с использованием неоднородного обыкновенного дифференциального уравнения первого порядка.

Однако это нелинейное уравнение, поскольку поток нейтронов изменяется со временем из-за изменения концентрации нуклидов. Поэтому время вычисления делится на достаточно малые интервалы и поток с поперечными сечениями, вычисленные на каждом интервале, считаются постоянными в течение этого интервала. Таким образом, оно преобразуется в линейное дифференциальное уравнение и решается матричным экспоненциальным методом.

ORIGEN2.2 требует наличие списка, временного интервала, мощности или потока и одногруппового сечения. Распределение мощности, поток и одногрупповое сечение вычисляются с помощью OpenMC. Затем код интерфейса обновляет библиотеку ORIGEN2.2, подключая сгенерированные одногрупповые сечения, а также происходит ввод в ORIGEN2.2, путем объединения, списка, временного интервала, потока или информации о мощности и т.д. Код ORIGEN2.2 запускается для каждой записываемой ячейки, список выгоревшего материала извлекается из выходного файла ORIGEN2.2, и для последующего выполнения создается новый файл ввода OpenMC.

Код ORIGEN2.2 оснащен определенными предварительно сгенерированными библиотеками, которые могут использоваться для проведения инвентаризационных анализов. Проблема с этими библиотеками

заключается в том, что они основаны на старых данных, то есть ENDF/B-IV и ENDF/B-V. Во-вторых, для новых и инновационных реакторов нет предварительно созданных библиотек. Сочетание с основанным на транспортной теории кодом, таким как MCNP или OpenMC, позволяет сгенерировать спектр нейтронов и, следовательно, одногрупповое сечение интересующих изотопов. Этот спектр/одногорупповые поперечные сечения затем используются для обновления библиотеки ORIGEN2.2 для рассматриваемого реактора. Это дает большую гибкость в использовании такого инструмента для реактора любого типа.

1.2.7 MCNP

Монте-Карло мультичастичный транспортный код (MCNP) представляет собой программный пакет для моделирования ядерных процессов. Он разработан Национальной лабораторией Лос-Аламоса с по меньшей мере 1957 года с несколькими дальнейшими крупными улучшениями. Он распространяется в Соединенных Штатах Информационным вычислительным центром по радиационной безопасности в Оук-Ридж, на международном уровне Агентством по ядерной энергии в Париже, Франция. Он используется в основном для моделирования ядерных процессов, таких как деление, но обладает способностью имитировать взаимодействия частиц с нейтронами, фотонами и электронами среди других частиц. Конкретные области применения включают в себя, но не ограничиваются, радиационную защиту и дозиметрию, радиационную защиту, радиографию, медицинскую физику, ядерную безопасность по критичности, проектирование и анализ детектора, проектирование мишеней ускорителя, проектирование деления и термоядерного реактора, дезактивации и снятия с эксплуатации.

1.2.8 MCU

MCU (Monte Carlo Universal) - проект по разработке и практическому использованию универсального компьютерного кода для моделирования переноса частиц (нейтронов, фотонов, электронов, позитронов) в трехмерных системах с помощью метода Монте-Карло. Проект начался в 1982 году в Курчатовском институте. Основателем проекта был Л.В. Майоров. Пакет используется для компиляции различных версий кодов семейства MCU-5. Помимо модулей, необходимых для расчетов в Монте-Карло, MCU-5 включает модули для выгорания и термического анализа. Программный пакет MCU-5 является продолжением MCU-4, разработка которого была завершена в 2006 году. С тех пор пакет программного обеспечения был в значительной степени переписан и были включены многие важные возможности и улучшения: динамическая память, параллельный расчет, перевод со стандарта Fortran-77 к Fortran-90/95, обновление ядерных данных, новые модули (фотон и электрон-позитронный транспорт, анализ неопределенности, обратная связь), существующие модули были переписаны и расширены и т.д. Все эти функции позволяют моделировать транспортировку частиц в таких как трехмерный корпус реактора с подробным распределением мощности.

2 Расчёт изотопного состава ядерного топлива разработанным программным продуктом

2.1 Цепочки ядерных превращений в облученном ядерном топливе

Под цепочками ядерных превращений будем понимать взаимосвязи между нуклидами, образующимися в топливе, за счет радиоактивного распада, изомерных переходов и нейтронных реакций. Для целей построения цепочек рассматривались только основные виды радиоактивного распада: β^- -распад; β^+ -распад; β^- -распад, сопровождающийся испусканием запаздывающего нейтрона, а также изомерные переходы. Влияние α -распада учитывалось только при уменьшении концентрации α -излучателя (если период полураспада $< 10^6$ лет) без установления взаимосвязей с дочерними элементами. Такое приближение является достаточно корректным, так как период полураспада относительно α -распада много больше кампании топлива для большинства образующихся нуклидов.

При построении взаимосвязей, обусловленных нейтронными реакциями, учитывалась только реакция радиационного захвата. Полагали, что реакции с образованием тяжелых частиц, являющихся пороговыми, маловероятны для нуклидов-осколков реакции деления и трансурановых элементов. Влияние реакции деления учитывалось при уменьшении концентрации делящихся ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , а также в качестве источника образования нуклидов-осколков в соответствии с данными о независимых выходах.

2.2 Построение цепочек ядерных превращений

Следуя общепринятой системе обозначений, далее для обозначения нуклидов введем сигнатуру $Z-A-I$, где Z – заряд ядра нуклида, A – массовое число и I – индекс изомера («g» или отсутствует – основное состояние, «m» – первое возбужденное состояние, «n» – второе, «p» – третье и т.д.).

В общем случае задача построения цепочек ядерных превращений формулируется следующим образом: для заданного радионуклида $(Z-A-I)_0$ найти все нуклиды, которые образуются в процессе его распада и при его взаимодействии с нейтроном.

С математической точки зрения цепочка представляет собой направленный граф. Вершинами графа являются составляющие цепочку нуклиды, а ребра соответствуют ядерным реакциям. В цепочках (графах), обусловленных только радиоактивным распадом, граф имеет одну исходную вершину. В нашем случае «исходных» вершин может быть большое количество (все нуклиды, имеющие вероятность образования в реакции деления) и само понятие «исходного» не применимо, вследствие большого многообразия взаимосвязей. Ребра графа направлены от материнского нуклида к дочернему и строятся так, чтобы не образовывали циклы. Тогда в рассматриваемом графе всегда существует только один маршрут от любой вершины до любой конечной точки, которой всегда будет являться стабильный изотоп [5].

Задача построения цепочки ядерных превращений является задачей построения данного направленного графа.

Алгоритм решения этой задачи носит рекуррентный характер. Пусть необходимо построить цепочку распада нуклида $Z-A-I$. Каждый шаг рекурсии включает в себя следующие пункты:

а) Цепочка ядерных превращений начинает строиться с самого легкого нуклида с наименьшим зарядом, имеющим вероятность образования в реакции деления.

б) Далее рассматриваются все нуклиды с текущим Z по мере возрастания атомной массы.

– Если нуклид нестабильный, то по данным о типах его распада строится список дочерних (для данного) нуклидов.

– Если нуклид стабильный, то необходимо смотреть, образуется ли данный нуклид при β^+ -распаде из нуклида с атомной массой $A+1$ или его изомера, в противном случае выполняется переход пункту 1, при $Z+1$.

В результате построения цепочки ядерных превращений формируется список вершин графа, каждая из которых имеет связи только с предшествующими по списку вершинами. Для каждого из элементов списка также формируется перечень номеров всех его предшественников, образующий матрицу взаимосвязей нуклидов цепочки. Матрица приведена в таблице 2.1.

Таблица 2.1 – Матрица взаимосвязей нуклидов цепочки

Изотоп	0	1	2	3	4	...
0	0	0	0	0	0	...
1	1	0	0	0	0	...
2	1	1	0	0	0	...
3	1	0	1	0	0	...
4	1	0	1	1	0	...
...

Например, для пяти изотопов (где «0»-ым индексом обозначен ^{235}U) матрицы взаимосвязей, можно установить, что все изотопы цепочки образуются в результате деления. Изотоп с индексом «2» образуется из изотопа с индексом «1»; «3» - из «2»; «4» - из «2» и «3».

Тогда первый (линейный) список устанавливает последовательность расчета концентраций. Второй список (матрица взаимосвязей) определяет источники образования для каждого изотопа первого списка.

2.3 Подготовка ядерно-физических данных

Для построения цепочек ядерных превращений и для выполнения расчетов кинетики накопления и выгорания изотопов в топливе в процессе эксплуатации необходимы следующие ядерно-физические параметры:

- период полураспада;
- вероятность каналов распада;
- микроскопические сечения нейтронных реакций;
- резонансные интегралы нейтронных реакций;

– выходы изотопов в реакции деления ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu .

Существует большое число библиотек, экспериментальных, теоретических и оцененных ядерно-физических данных. Такие библиотеки формируются ведущими научно-исследовательскими центрами всех стран, ведущих разработки в области использования атомной энергии.

Параметры ядерных реакций, свойства радиоактивных изотопов и другие необходимые ядерно-физические параметры могут быть получены из различных баз данных, например Experimental nuclear reaction data (EXFOR), Evaluated nuclear reaction libraries (ENDF), Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL), Российская библиотека файлов оцененных нейтронных данных (РОСФОНД) и многих других. В открытом доступе наиболее полный объем информации может быть получен на официальном сайте МАГАТЭ [6]. Удобный ресурс (JANIS 3.2) для поиска необходимой информации предоставляет сайт Агентства по атомной энергии (Nuclear Energy Agency, NEA) Организации экономического сотрудничества и развития (Organisation for Economic Co-operation and Development, OECD) [7]. МАГАТЭ рекомендует использовать для продуктов реакции деления ядерно-физические данные из библиотеки ENDF/B-VII [8].

В целях решения задачи в рамках настоящей работы создана база данных, содержащая информацию о ядерно-физических параметрах порядка 1000 нуклидов, основанная на данных библиотеки ENDF/B-VII (по состоянию на декабрь 2010 года из источника JANIS 3.2).

Отличие созданной базы данных от широко распространенных карт нуклидов [9–12], справочников [13, 14] и компьютерных систем [15, 16] состоит в том, что оцененные базы данных ядерно-физических констант объединены с комплексом программ, дающих возможность:

- автоматического построения цепочек ядерных превращений;
- расчета концентрации ядер как для всей цепочки в целом, так и для отдельных входящих в нее нуклидов.

2.4 Модель накопления изотопов в облученном ядерном топливе

Рассмотрим кинетику накопления изотопов в составе облученного ядерного топлива. При формировании цепочек ядерных превращений не учитывали протекание пороговых реакций (n, p) , (n, α) и $(n, 2n)$. Также пренебрегали вкладом в накопление продуктов деления ^{238}U быстрыми нейтронами. Для получения сечений нейтронных реакций использовали двухгрупповое приближение:

$$\sigma = \sigma^T + \gamma I, \quad (2.1)$$

где σ^T – сечение в тепловой области;

I – резонансный интеграл;

$$\gamma = \frac{\Phi^B}{\Phi^T} \text{ – жесткость спектра;}$$

Φ^B и Φ^T – потоки быстрых и тепловых нейтронов соответственно.

При рассмотрении накопления актиноидов, образующихся в результате активации исходных ^{235}U и ^{238}U , α -распад учитывали только в убыли концентрации данного ядра. Прибылью в результате α -распада пренебрегали.

Изменение каждого i -го изотопа (N_i), входящего в цепочки ядерных превращений, определяется скоростями убыли и прибыли при радиоактивном распаде, изомерном переходе, в нейтронных реакциях и при выходе в реакции деления:

$$\frac{dN_i}{dt} = -\lambda_i N_i - \sigma_i^a \Phi N_i + \sum_{j=1}^{i-1} \lambda_{ji} N_j + \sum_{j=1}^{i-1} \sigma_{ji}^c \Phi N_j + \delta_i^5 \sigma_{U^5}^f \Phi N_{U^5}, \quad (2.2)$$

где λ_i – постоянная распада i -го изотопа;

σ_i^a – полное сечение поглощения нейтронов i -го изотопа;

λ_{ij} – постоянная распада j -го изотопа в i -ое ядро;

σ_{ij}^c – сечение нейтронной реакции на j -ом изотопе, приводящее к образованию i -го ядра;

δ_i^5 – выход i -го изотопа в реакции деления на ^{235}U ;

$\sigma_{U^5}^f$ – сечение деления ^{235}U .

Начальные условия в общем случае имеют вид:

$$N(t=0) = N_{0i}. \quad (2.3)$$

Система уравнений (2.2) является общей как для описания кинетики накопления продуктов деления, так и для расчета изменений концентраций тяжелых актиноидов. В последнем случае слагаемое, описывающее выход в реакции деления, исключается. Задачи накопления продуктов деления и актиноидов могут решаться, как независимые. Возможно также и совместное решение, что важно при учете вклада ^{239}Pu в накоплении осколков. Для этого в уравнения системы (2.2) необходимо добавить слагаемое вида $\delta_i^9 \sigma_{Pu^9}^f \Phi N_{Pu^9}$.

Для формирования системы уравнений (2.2) на этапе построения графа последовательно пронумеровали все изотопы цепочек ядерных превращений ($i=1, 2, \dots, I$), так, чтобы все j -ые предшественники i -го изотопа имели меньший индекс. При такой последовательной нумерации ^{235}U и его физические параметры задавались с индексом $i = 0$. Переобозначив постоянные коэффициенты уравнений системы (2.2):

$$\lambda_i^* = \lambda_i + \sigma_i^a \Phi;$$

$$\lambda_{ji}^* = \lambda_{ji} + \sigma_{ji}^a \Phi;$$

$$\lambda_{0i}^* = \delta_i^5 \sigma_{U^5}^f \Phi;$$

$$N_0 = N_{U^5}.$$

Получим:

$$\frac{dN_i}{dt} = -\lambda_i^* N_i + \sum_{j=0}^{i-1} \lambda_{ji}^* N_j. \quad (2.4)$$

Если искать решение системы уравнений (1.4) в виде:

$$N_i = a_{ii} E_i + \sum_{j=0}^{i-1} a_{ij} E_j, \quad (2.5)$$

где $E_i = \exp(-\lambda_i^* t)$, то неоднородную часть каждого i -го уравнения можно записать как:

$$\sum_{j=0}^{i-1} N_j = \sum_{j=0}^{i-1} \left[E_j \sum_{k=j}^{i-1} \lambda_{kj}^* a_{ik} \right]. \quad (2.6)$$

Соответственно, первое слагаемое в решении (1.5) есть общее решение однородного уравнения:

$$\frac{dN_i^{(i)}}{dt} + \lambda_i^* N_i^{(i)} = 0. \quad (2.7)$$

Остальные слагаемые есть частные решения неоднородного уравнения:

$$\frac{dN_i^{(j)}}{dt} + \lambda_i^* N_i^{(j)} = E_j \sum_{k=j}^{i-1} \lambda_{kj}^* a_{ik}. \quad (2.8)$$

Окончательно, вектор-столбец концентраций изотопов цепочки ядерных превращений будет определяться, как произведение матрицы коэффициентов a_{ij} на вектор-столбец функций E_i .

$$N_i = A_{ij} E_j; \quad (2.9)$$

$$\begin{pmatrix} N_0 \\ N_1 \\ N_2 \\ \dots \\ N_{I-2} \\ N_{I-1} \\ N_I \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} a_{00} & 0 & 0 & \dots & 0 & 0 & 0 \\ a_{10} & a_{11} & 0 & \dots & 0 & 0 & 0 \\ a_{20} & a_{21} & a_{22} & \dots & 0 & 0 & 0 \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ a_{I-2,0} & a_{I-2,1} & a_{I-2,2} & \dots & a_{I-2,I-2} & 0 & 0 \\ a_{I-1,0} & a_{I-1,1} & a_{I-1,2} & \dots & a_{I-1,I-2} & a_{I-1,I-1} & 0 \\ a_{I,0} & a_{I,1} & a_{I,2} & \dots & a_{I,I-2} & a_{I,I-1} & a_{I,I} \end{pmatrix} \cdot \begin{pmatrix} E_0 \\ E_1 \\ E_2 \\ \dots \\ E_{I-2} \\ E_{I-1} \\ E_I \end{pmatrix}$$

Коэффициенты матрицы A_i определяем при решении уравнений (2.7), (2.8) и начальных условий (2.3).

Решение:

При $i=0$:

$$\frac{dN_0}{dt} = -\lambda_0^* N_0 \Rightarrow N_0 = N_{00} \exp(-\lambda_0^* t).$$

Обозначим $a_{00} = N_{00}$; $E_0 = \exp(-\lambda_0^* t)$, тогда:

$$N_0 = a_{00} E_0.$$

При $i=1$:

$$\frac{dN_1}{dt} = -\lambda_1^* N_1 + \lambda_{01}^* N_0;$$

$$N_1^* = a_{11} \exp(-\lambda_1^* t) = a_{11} E_1;$$

$$N_1^{**} = a_{10} \exp(-\lambda_0^* t) = a_{10} E_0;$$

$$N_1 = N_1^* + N_1^{**} = a_{11} E_1 + a_{10} E_0.$$

Найдём коэффициенты a_{10}, a_{11} :

$$-\lambda_0^* a_{10} E_0 = -\lambda_1^* a_{10} E_0 + \lambda_{01}^* a_{00} E_0,$$

тогда:

$$a_{10} = \frac{\lambda_{01}^*}{\lambda_1^* - \lambda_0^*} a_{00};$$

$$N_1 = a_{11} E_1 + a_{10} E_0.$$

Из начальных условий при $t=0$ $N_1=N_{10}$, отсюда:

$$N_{10} = a_{11} + a_{10};$$

$$a_{11} = N_{10} - a_{10}.$$

При $i=2$:

$$\frac{dN_2}{dt} = -\lambda_2^* N_2 + \lambda_{12}^* N_1 + \lambda_{02}^* N_0;$$

$$N_2^* = a_{22} \exp(-\lambda_2^* t) = a_{22} E_2;$$

$$N_2^{**} = a_{21} \exp(-\lambda_1^* t) = a_{21} E_1;$$

$$N_2^{***} = a_{20} \exp(-\lambda_0^* t) = a_{20} E_0.$$

Найдём коэффициенты a_{20}, a_{21}, a_{22} :

$$-\lambda_1^* a_{21} E_1 = -\lambda_2^* a_{21} E_1 + \lambda_{12}^* a_{11} E_1;$$

$$a_{21} = \frac{\lambda_{12}^*}{\lambda_2^* - \lambda_1^*} a_{11};$$

$$-\lambda_0^* a_{20} E_0 = -\lambda_2^* a_{20} E_0 + \lambda_{12}^* a_{10} E_0 + \lambda_{02}^* a_{00} E_0;$$

$$a_{20} = \frac{\lambda_{12}^*}{\lambda_2^* - \lambda_0^*} a_{10} + \frac{\lambda_{02}^*}{\lambda_2^* - \lambda_0^*} a_{00};$$

$$N_2 = a_{22} E_2 + a_{21} E_1 + a_{20} E_0.$$

Из начальных условий при $t=0$ $N_2=N_{20}$, отсюда:

$$N_{20} = a_{22} + a_{21} + a_{20};$$

$$a_{22} = N_{20} - a_{21} - a_{20}.$$

При $i=3$:

$$\frac{dN_3}{dt} = -\lambda_3^* N_3 + \lambda_{23}^* N_2 + \lambda_{13}^* N_1 + \lambda_{03}^* N_0$$

Найдём коэффициенты $a_{30}, a_{31}, a_{32}, a_{33}$:

$$-\lambda_2^* a_{32} E_2 = -\lambda_3^* a_{32} E_2 + \lambda_{23}^* a_{22} E_2;$$

$$a_{32} = \frac{\lambda_{23}^*}{\lambda_3^* - \lambda_2^*} a_{22};$$

$$-\lambda_1^* a_{31} E_1 = -\lambda_3^* a_{31} E_1 + \lambda_{23}^* a_{21} E_1 + \lambda_{13}^* a_{11} E_1;$$

$$a_{31} = \frac{\lambda_{23}^*}{\lambda_3^* - \lambda_1^*} a_{21} + \frac{\lambda_{13}^*}{\lambda_3^* - \lambda_1^*} a_{11};$$

$$-\lambda_0^* a_{30} E_0 = -\lambda_3^* a_{30} E_0 + \lambda_{23}^* a_{20} E_0 + \lambda_{13}^* a_{10} E_0 + \lambda_{03}^* a_{00} E_0;$$

$$a_{30} = \frac{\lambda_{23}^*}{\lambda_3^* - \lambda_0^*} a_{20} + \frac{\lambda_{13}^*}{\lambda_3^* - \lambda_0^*} a_{10} + \frac{\lambda_{03}^*}{\lambda_3^* - \lambda_0^*} a_{00};$$

$$N_3 = a_{33} E_3 + a_{32} E_2 + a_{31} E_1 + a_{30} E_0.$$

Из начальных условий при $t=0$ $N_3=N_{30}$, значит:

$$N_{30} = a_{30} + a_{31} + a_{32} + a_{33};$$

$$a_{33} = N_{30} - a_{32} - a_{31} - a_{30}.$$

Таким образом, система уравнений (2.4) имеет следующее аналитическое решение:

$$\left\{ \begin{array}{l} N_i = \sum_{j=0}^i a_{ij} E_j; \\ a_{ij} = \frac{\sum_{k=j}^{i-1} \lambda_{ki}^* a_{ik}}{\lambda_i^* - \lambda_j^*}, \quad \text{при } i < j \\ a_{ii} = N_{0i} - \sum_{k=0}^{i-1} a_{ik}; \\ a_{ij} = 0, \quad \text{при } i > j \end{array} \right. \quad (2.10)$$

Сведения о структуре изобарных цепочек и генетических связей между ядрами при нейтронном облучении выбирались из разработанной базы данных.

Расчет концентраций нуклидов, образующихся при облучении ядерного топлива, включает два этапа. Во-первых, необходимо вычислить физические постоянные, входящие в процесс образования нуклидов (скорости реакций с учетом сечений, резонансных интегралов, нейтронного потока и спектра). Во-вторых, при известных скоростях реакций решить уравнения кинетики и получить концентрации нуклидов.

В общем случае скорости реакций превращений нуклидов меняются во времени. Поэтому приходится комбинировать расчет из этих двух этапов: сначала находятся при начальных значениях концентраций нуклидов скорости реакций. Затем при найденных скоростях реакции определяются концентрации нуклидов из решения уравнений кинетики; далее при новых значениях концентраций определяются новые значения скоростей реакций и т. д.

Для нахождения скоростей реакций необходимо знание усредненных по спектру нейтронов сечений взаимодействия нейтронов с ядрами. В свою очередь, для нахождения спектра нейтронов требуется решить пространственно-энергетическую задачу для критического реактора. Такая задача не рассматривалась в рамках настоящей работы.

В рамках разработанной модели можно рассмотреть изменение нуклидного состава ядерного топлива в реакторах, т.е. изменение концентрации продуктов деления и трансурановых элементов. Для данной модели

подготовлено константное обеспечение (ядерно-физические параметры) для порядка тысячи ядер продуктов деления и 34 трансурановых элементов, базирующаяся на данных библиотеки ENDF/B-VIII.0.

Представим сравнение значений параметров сечения радиационного захвата и резонансного интеграла для рассмотренных продуктов деления базы данных ENDF/B-VIII.0 и других различных баз данных в таблице 2.2.

Таблица 2.2 – Сравнение параметров ядерных баз данных с выбранной ENDF/B-VIII.0

База данных	BROND-3.1	JENDL-4.0u	ENDF/B-VII.1	RUSFOND-2010	ENDF/B-VIII.0
σ сечения (Sr^{90}),%	0	32,670	0,072	33,33	0
σ рез. интеграла (Sr^{90}),%	0	0,281	0,008	3,345	0
σ сечения (Ru^{106}),%	0	0,685	0,072	0	0
σ рез. интеграла (Ru^{106}),%	0	0,017	0,018	0	0
σ сечения (I^{129}),%	0	0,302	0,072	0	0
σ рез. интеграла (I^{129}),%	0	15,677	0	0,002	0
σ сечения (Xe^{133}),%	0	0	0,072	0	0
σ рез. интеграла (Xe^{133}),%	0	1,128	0,005	0	0
σ сечения (Cs^{137}),%	0	8	0,072	0	0
σ рез. интеграла (Cs^{137}),%	0	3,399	0,009	0	0
σ сечения (Sm^{151}),%	0	0,144	0,115	0	0
σ рез. интеграла (Sm^{151}),%	0	0,058	0,004	0	0

Из данной таблицы видно, что для различных нуклидов в различных базах данных имеет место как и полное совпадение, так и довольно весомое отклонение значений констант, в некоторых случаях расхождение более 30%.

2.5 Полученные экспериментальные данные

В рамках разработанной модели можно рассмотреть изменение нуклидного состава ядерного топлива в реакторах, т.е. изменение концентрации продуктов деления и трансурановых элементов. Для данной модели подготовлено константное обеспечение (ядерно-физические параметры) для порядка тысячи ядер продуктов деления и 34 трансурановых элементов, базирующаяся на данных библиотеки ENDF/B-VII. В работе представлены зависимости активностей различных продуктов деления от жёсткостей спектров. Взяты теоретические данные из работы Колобашкина В.М. «Радиационные характеристики ОЯТ» и экспериментальные данные реактора ВВЭР-1000.

Далее представлены сравнения расчетных и экспериментальных данных для различных продуктов деления. Данные расчётов представлены на рисунках 2.5.1 – 2.5.6.

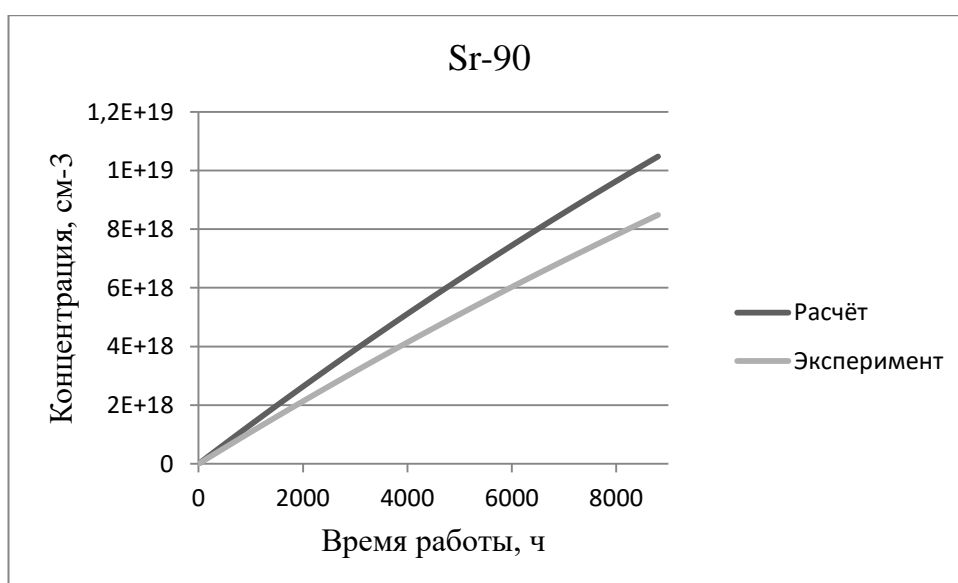


Рисунок 2.5.1 – Зависимость концентрации Sr^{90} от времени работы ЯР.

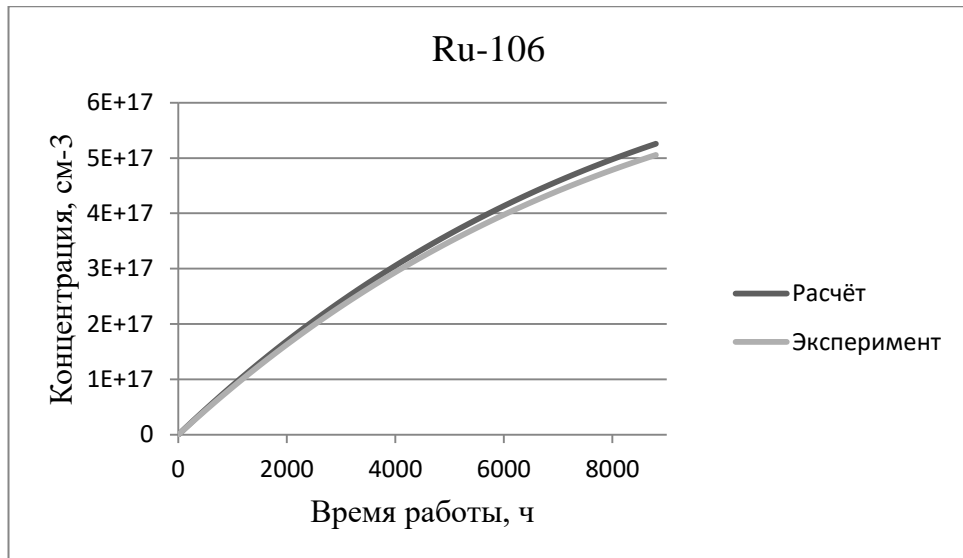


Рисунок 2.5.2 – Зависимость концентрации Rh^{106} от времени работы ЯР.

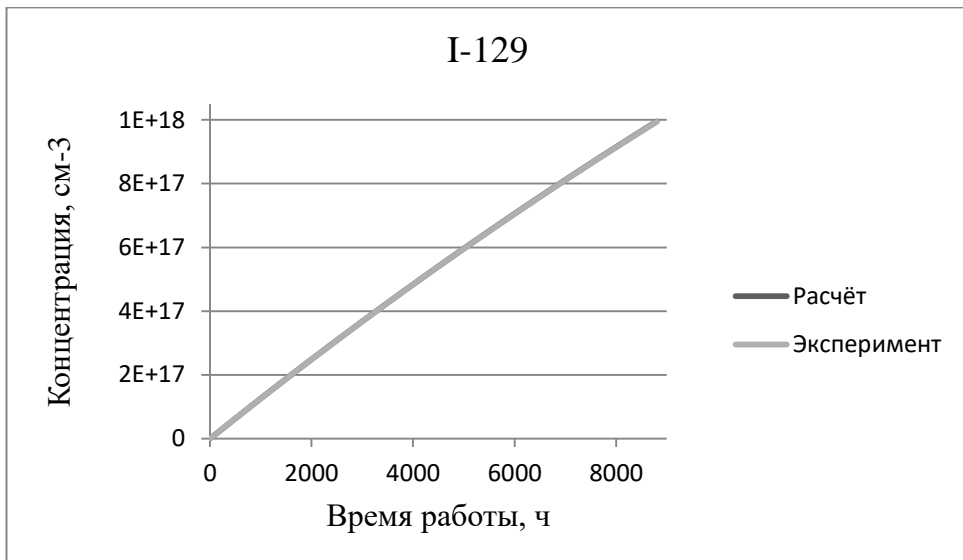


Рисунок 2.5.3 – Зависимость концентрации I^{129} от времени работы ЯР.

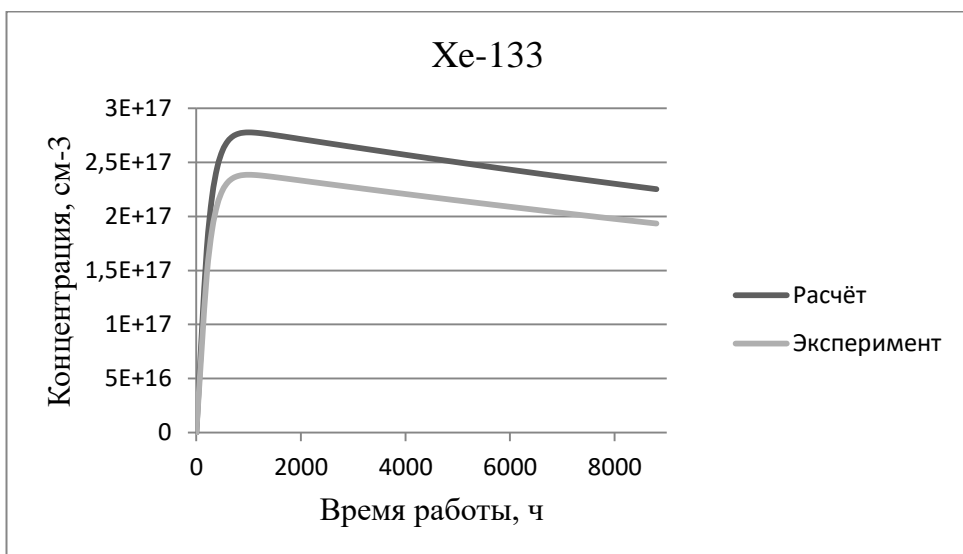


Рисунок 2.5.4 – Зависимость концентрации Xe^{133} от времени работы ЯР.

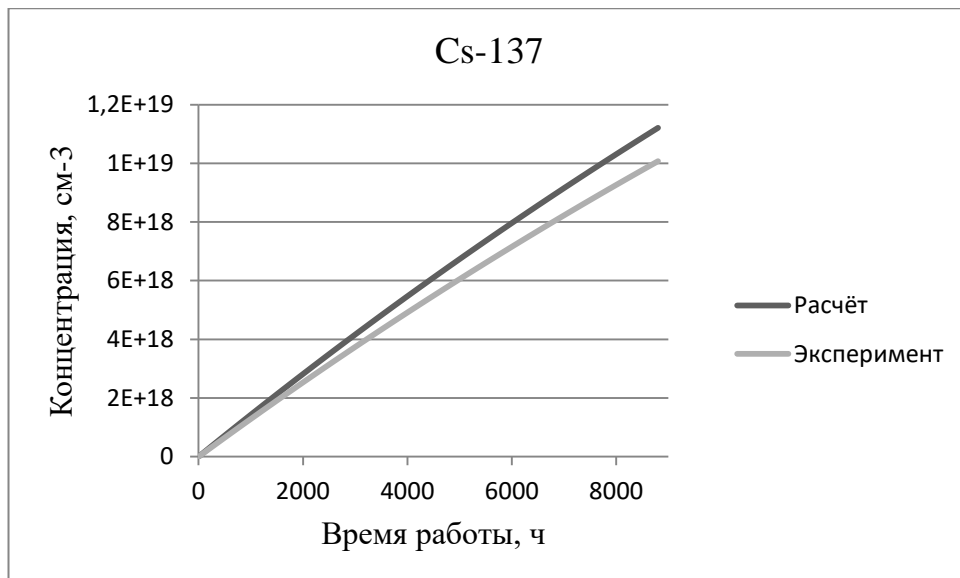


Рисунок 2.5.5 – Зависимость концентрации Cs^{137} от времени работы ЯР.

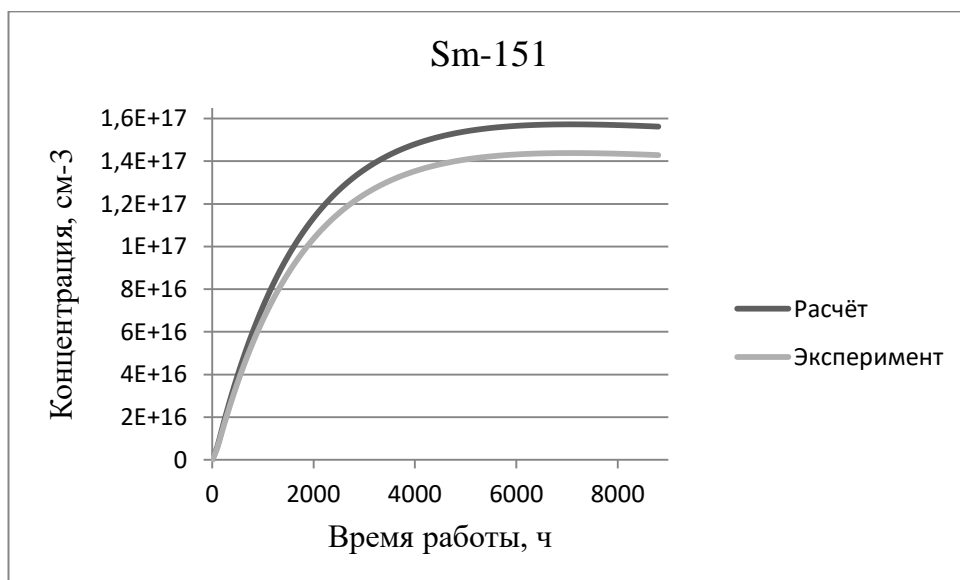


Рисунок 2.5.6 – Зависимость концентрации Sm^{151} от времени работы ЯР.

Анализ полученных зависимостей показывает, что экспериментальные данные и данные, полученные методом численного расчёта, сходятся с незначительной погрешностью.

В таблице 2.3 приведены данные сравнительного анализа с другими типами реакторов в виде погрешностей.

Таблица 2.3 – Сравнение погрешностей расчета концентраций трансуранов в различных типах реакторов.

Тип реактора	ВВЭР-440	РБМК-1000	ВВЭР-1000 с UO ₂
σN (Sr ⁹⁰),%	19,4	17,1	23,5
σN (Ru ¹⁰⁶),%	3,3	3,2	4
σN (I ¹²⁹),%	0,2	0,1	0,1
σN (Xe ¹³³),%	15	14,3	16,4
σN (Cs ¹³⁷),%	10,8	9,8	11,3
σN (Sm ¹⁵¹),%	8,2	10,7	12

Полученные результаты показывают, что разработанная на основе программы модель дает правильный результат расчета изотопного состава отработавшего ядерного топлива для реакторов различного типа. Исходя из этого, верификацию можно считать успешно выполненной. Разработанная методика определения изотопного состава топлива может использоваться для дальнейших исследований с реакторными установками различного типа с некоторой погрешностью.

3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение

3.1 Потенциальные потребители результатов исследования

В настоящее время остро встаёт вопрос о необходимости планирования и организации научно-исследовательских работ. Важно не только разработать ту или иную научную тему, но и провести ее анализ с точки зрения ресурсоэффективности и ресурсосбережения, иными словами, необходимо определить затраты на проведение научно-исследовательской работы, продолжительность работ. Оценка коммерческой ценности разработки является необходимым условием при поиске источников финансирования для проведения научного исследования и коммерциализации его результатов.

Коммерческая привлекательность научного исследования определяется востребованностью продукта на рынке, будущей ценой, бюджетом и сроком выхода на рынок.

Целью данного раздела является проектирование и создание конкурентоспособных разработок и технологий, отвечающих предъявляемым требованиям в области ресурсоэффективности и ресурсосбережения.

Достижение цели обеспечивается решением задач:

- разработка общей экономической идеи проекта, формирование концепции проекта;
- организация работ по научно-исследовательскому проекту;
- определение возможных альтернатив проведения научных исследований;
- планирование научно-исследовательских работ;
- оценки коммерческого потенциала и перспективности проведения научных исследований с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения;
- определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования.

В рамках данной работы проведены расчёт и анализ нуклидного состава ядерного топлива с течением времени при заранее известных параметрах загрузки и обогащения.

Целевым рынком будут являться отечественные государственные компании по атомной энергетике, научно-исследовательские институты атомной энергетике.

Сегментировать рынок услуг по использованию программных комплексов можно по точностным характеристикам данных средств. Современные комплексы программ нейтронно-физического расчета реакторных установок включают следующие программные средства (ПС):

- инженерные программы расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов в элементах периодичности активной зоны. Инженерные программы используют для создания библиотек малогрупповых констант, которые напрямую определяют точность расчетного предсказания параметров реакторных установок;

- прецизионные программы метода Монте-Карло, в которых кинетическое уравнение решается без использования аппроксимаций в описании геометрии рассматриваемых систем. Прецизионные программы метода Монте-Карло имеют двухцелевое назначение. Во-первых, их используют для решения сложных задач физики реакторов, в которых необходимо детально учитывать энергетическую и угловую зависимость сечений взаимодействия нейтронов с веществом вместе с существенными геометрическими неоднородностями в структуре рассчитываемой системы. Во-вторых, их применяют для верификации и обоснования точности инженерных программ, которая проводится путем сопоставления нейтронно-физических характеристик реактора.

Результаты сегментирования представлены в рисунке 3.1.

		Программные средства		
		Авторское ПО	EVOLCODE 2.0	Serpent
Классификация программ по точностным характеристикам	Инженерные ПС			
	Прецизионные ПС			

Рисунок 3.1 – Карта сегментирования рынка услуг по точностным характеристикам программных средств

3.1.1 Анализ конкурентных технических решений

Детальный анализ конкурирующих разработок, существующих на рынке, необходимо проводить систематически, поскольку рынки пребывают в постоянном движении. Такой анализ позволяет вносить коррективы в научное исследование, чтобы успешнее противостоять своим конкурентам. Важно реалистично оценивать сильные и слабые стороны разработок.

Авторская программа предназначена для моделирования процессов накопления продуктов деления и трансурановых элементов в ядерном топливе реакторов различного типа и основана на решении системы дифференциальных уравнений.

EVOLCODE представляет собой набор средств, предназначенных для описания процессов выгорания ядерного топлива критических и надкритических реакторов, работающих в любом нейтронном спектре. Код способен оценить большое разнообразие параметров ядерного реактора, в частности изотопный состав топлива. Моделирование происходит с использованием интервально-временного метода, который состоит в последовательном вычислении первого потока нейтронов при фиксированных

плотностях материала в данный момент времени и при дальнейшем выгорании этих материалов, используя гипотезу о постоянстве нейтронный поток.

Программа Seprent предназначена для численного моделирования процессов выгорания ядерного топлива в трёхмерных системах методом Монте-Карло. Метод Монте-Карло, относящийся к классу прецизионных, позволяет проводить моделирование взаимодействия излучения с веществом на основе информации из файлов оценённых ядерных данных (т. е. используются наиболее точные данные) и практически не накладывает ограничений на геометрию рассматриваемых систем..

Целесообразно рассмотреть следующие критерии оценки данных программных средств:

- удобство в эксплуатации – свойство, характеризующее степень восприятия ПС пользователем;
- легкость освоения – свойство, характеризующее степень, в которой ПС позволяет изучающему его лицу понять его назначение, сделанные допущения и ограничения, входные данные и результаты работы его программ, тексты этих программ и состояние их реализации;
- качество интеллектуального интерфейса – документированность, информативность, коммуникабельность, устойчивость, защищенность ПС;
- информативность – свойство, характеризующее наличие в составе ПС информации, необходимой и достаточной для понимания назначения ПС, принятых предположений, существующих ограничений, входных данных и результатов работы отдельных компонент, а также текущего состояния программ в процессе их функционирования;
- точность расчетов – мера, характеризующая приемлемость величины погрешности в выдаваемых ПС результатах с точки зрения предполагаемого их использования;
- характерное время расчета – время, за которое ПС производит функциональные расчеты;

- функциональные возможности ПС – функции, которые должно выполнять ПС;
- способность к модификации – мера, характеризующая ПС с точки зрения простоты внесения необходимых изменений и доработок на всех этапах и стадиях жизненного цикла ПС;
- потребность в оперативной памяти – потребность в памяти компьютера, которая работает при включенном состоянии компьютера и которая нужна для нормальной работы ПС;
- ресурсосберегаемость – мера, характеризующая способность ПС выполнять возложенные на него функции при определенных ограничениях на используемые ресурсы (используемую память).

Оценочная карта анализа представлена в таблице 3.1.1. Позиция разработки и конкурентов оценивается по каждому показателю экспертным путем по пятибалльной шкале, где 1 – наиболее слабая позиция, а 5 – наиболее сильная. Веса показателей, определяемые экспертным путем, в сумме должны составлять 1.

Анализ конкурентных технических решений определяется по формуле:

$$K = \sum V_i \cdot B_i, \quad (3.1)$$

где K – конкурентоспособность научной разработки или конкурента;

V_i – вес показателя (в долях единицы);

B_i – балл i -го показателя.

Таблица 3.1 – Оценочная карта для сравнения конкурентных технических решений (разработок)

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		B_1	B_2	B_3	K_1	K_2	K_3
1	2	3	4	5	6	7	8
Технические критерии оценки ресурсоэффективности							
1. Удобство в эксплуатации	0,2	5	3	3	1,0	0,6	0,6
2. Легкость освоения	0,23	5	3	3	1,15	0,69	0,69

Продолжение таблицы 3.1

3. Качество интеллектуального интерфейса	0,05	5	3	3	0,25	0,15	0,15
4. Информативность	0,1	4	5	4	0,4	0,5	0,4
5. Точность расчетов	0,2	4	5	5	0,8	1,0	1
6. Характерное время расчета	0,1	5	3	4	0,5	0,3	0,4
7. Функциональные возможности ПС	0,05	4	5	4	0,20	0,25	0,20
8. Способность к модификации	0,01	5	3	3	0,05	0,03	0,03
9. Потребность в оперативной памяти	0,05	5	3	5	0,25	0,15	0,25
10. Ресурсосберегаемость	0,01	4	3	4	0,04	0,03	0,04
Итого	1				4,64	3,72	3,56

На основании представленного выше анализа можно сделать вывод, что использованный в данной магистерской диссертации метод является наиболее оптимальным для использования в практических целях. Конкурентные методы расчёта являются экономически невыгодным.

3.1.2 SWOT-анализ

SWOT – Strengths (сильные стороны), Weaknesses (слабые стороны), Opportunities (возможности) и Threats (угрозы) – представляет собой комплексный анализ научно-исследовательского проекта. SWOT-анализ применяют для исследования внешней и внутренней среды проекта.

Сильные стороны – это факторы, характеризующие конкурентоспособную сторону научно-исследовательского проекта. Сильные стороны свидетельствуют о том, что у проекта есть преимущество или ресурсы, являющиеся особенными с точки зрения конкуренции. Другими словами, сильные стороны – это ресурс или возможности, которыми располагает руководство проекта и которые могут быть эффективно использованы для достижения поставленных целей.

Слабые стороны – это недостаток, упущение или ограниченность научно-исследовательского проекта, которые препятствуют достижению его целей. Это то, что плохо получается в рамках проекта или где он располагает недостаточными возможностями или ресурсами по сравнению с конкурентами.

Возможности включают в себя любую предпочтительную ситуацию в настоящем или будущем, возникающую в условиях окружающей среды проекта, например, тенденцию, изменение или предполагаемую потребность, которая поддерживает спрос на результаты проекта и позволяет руководству проекта улучшить свою конкурентную позицию.

Угроза представляет собой любую нежелательную ситуацию, тенденцию или изменение в условиях окружающей среды проекта, которые имеют разрушительный или угрожающий характер для его конкурентоспособности в настоящем или будущем.

В таблице 3.2 представлена интерактивная матрица проекта, в которой показано соотношение сильных сторон с возможностями, что позволяет более подробно рассмотреть перспективы разработки.

Таблица 3.2 – Интерактивная матрица проекта

Возможности проекта	Сильные стороны проекта				
	C1	C2	C3	C4	C5
B1	–	–	–	–	–
B2	–	+	–	–	–
B3	+	+	+	+	+
B4	–	–	–	–	+

В матрице пересечения сильных сторон и возможностей имеет определенный результат: «плюс» – сильное соответствие сильной стороны и возможности, «минус» – слабое соотношение.

В таблице 3.3 представлен SWOT-анализ в виде таблицы.

Таблица 3.3 – SWOT-анализ

	<p>Сильные стороны проекта:</p> <p>С1. Удобство эксплуатации программного средства (ПС).</p> <p>С2. Способность ПС к модификации.</p> <p>С3. Информативность ПС</p> <p>С4. Ресурсосберегаемость ПС</p> <p>С5. Обеспеченность оборудованием</p>	<p>Слабые стороны проекта:</p> <p>Сл1. Узкая специализация</p> <p>Сл2. Отсутствие собственного текстового редактора</p> <p>Сл3. Невысокая точность расчетов</p> <p>Сл4. Несовместимость с другими ПС</p> <p>Сл5. Зависимость от поставщика</p>
<p>Возможности:</p> <p>В1. Географически удобное расположение рынка.</p> <p>В2. Быстрый рост компьютерных технологий.</p> <p>В3. Высокий спрос отечественных потребителей в данной сфере.</p> <p>В4. Государственная поддержка.</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы полей «Сильные стороны и возможности»:</p> <p>– следование за быстрым ростом компьютерных технологий позволяет своевременно модифицировать ПС;</p> <p>– нарастающий спрос отечественных потребителей позволяет повышать удобство эксплуатации ПС, информативность и ресурсосберегаемость.</p> <p>– государственная поддержка дает льготные условия использования ресурсов;</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы полей «Слабые стороны и возможности»:</p> <p>географически удобное расположение рынка дает возможность широкого распространения ПС, несмотря на узкую специализацию продукта, дает возможность сменить поставщика на более выгодного;</p> <p>быстрый рост компьютерных технологий позволяет создать собственный текстовый редактор ПС, а также повысить точность расчетов ПС, модернизировать ПС для возможности ее совмещения с другими программными комплексами;</p> <p>отечественные кампании обеспечивают стабильный спрос ПС, несмотря на его узкую специализацию;</p>

Продолжение таблицы 3.3

<p>Угрозы: У1. Деновация. У2. Наличие конкурентов. У3. Короткий жизненный цикл ПС. У4. Медленное внедрение ПС в производство.</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и угрозы»: – способность к модификации компенсирует деновацию; – обеспеченность оборудованием позволяет быстро модифицировать продукт, тем самым позволяя избежать деновацию ПС; – удобство в эксплуатации, способность к модификации, информативность, ресурсосберегаемость позволяют обладать преимуществом перед конкурентами; – способность к модификации, обеспеченность оборудованием позволяет продлить жизненный цикл ПС; – применяемость на новом оборудовании позволяет быстро внедрять ПС на производстве</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и угрозы»: – из-за узкой специализации конкуренты находятся в таком же положении; – узкая специализация становится сильной стороной при медленном внедрении ПС в производстве, так как обеспечивает целенаправленное внедрение; – для минимизации таких угроз как деновация, наличие конкурентов, короткого ЖЦТ следует периодически модифицировать ПС, повышая точность расчета, обеспечить ПС своим собственным текстовым редактором, создать возможность совмещения данного ПС с другими комплексами.</p>
---	---	--

3.2 Планирование научно-исследовательских работ

3.2.1 Иерархическая структура работ проекта

Иерархическая структура работ (ИСР), представленная на рисунке 3.2, представляет детализацию укрупненной структуры работ. В процессе создания ИСР структурируется и определяется содержание всего проекта.

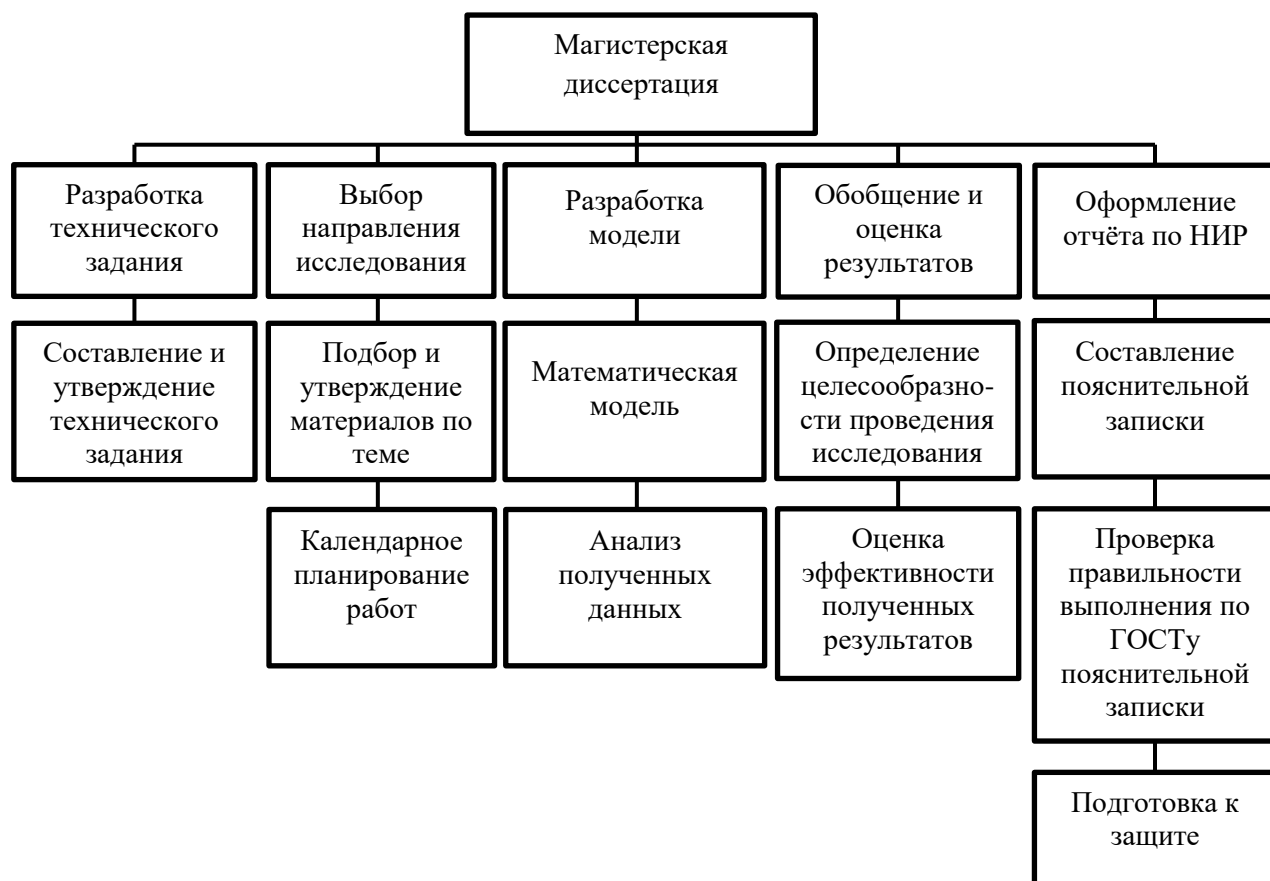


Рисунок 3.2 – Иерархическая структура работ

3.2.2 Контрольные события проекта

Ключевые события исследовательского проекта, их даты и результаты приведены в таблице 3.4.

Таблица 3.4 – Контрольные события проекта

№	Контрольное событие	Дата	Результат (подтверждающий документ)
1	Разработка технического задания	01.02.2018	Приказ по ИЯТШ
2	Составление и утверждение технического задания	02.02.2018	Задание на выполнение исследования
3	Выбор направления исследований	05.02.2018	
4	Подбор и изучение материалов по теме	09.02.2018	Отчёт
5	Календарное планирование работ	11.02.2018	План работ
6	Сбор материала по теме диссертации	12.02.2018	Отчёт
7	Создание модели	13.02.2018	Отчёт

Продолжение таблицы 3.4

8	Расчёт с использованием модели	14.02.2018- 29.03.2018	Отчёт
9	Анализ полученных данных	27.03.2018	Отчёт
10	Обобщение и оценка результатов	29.03.2018	Отчёт
11	Составление пояснительной записки	13.02.2018- 24.04.2018	Пояснительная записка
12	Проверка правильности выполнения по ГОСТу пояснительной записки	25.04.2018	
13	Подготовка к защите	26.04.2018- 30.05.2018	

3.2.3 План проекта

В рамках планирования исследовательского проекта построен календарный план-график с помощью диаграммы Ганта. В данном случае работы по теме представляются протяженными во времени отрезками, характеризующимися датами начала и окончания выполнения работ. Линейный график представлен в таблице 3.5.

Таблица 3.5 – Календарный план проекта

Код работы	Название	Длительность, дни	Дата начала работ	Дата окончания работ	Состав участников
1	Разработка технического задания	1	01.02.2018	02.02.2018	Руководитель
2	Составление и утверждение технического задания	3	02.02.2018	05.02.2018	Руководитель
3	Выбор направления исследований	4	05.02.2018	09.02.2018	Руководитель, инженер
4	Подбор и изучение материалов по теме	2	09.02.2018	11.02.2018	Инженер
5	Календарное планирование работ	1	11.02.2018	12.02.2018	Руководитель, инженер
6	Обзор научной литературы	1	12.02.2018	13.02.2018	Инженер
7	Создание модели	1	13.02.2018	14.02.2018	Инженер
8	Расчёт с использованием модели	43	14.02.2018	29.03.2018	Инженер
9	Анализ полученных данных	2	27.03.2018	29.03.2018	Инженер

Продолжение таблицы 3.5

10	Обобщение и оценка результатов	1	29.03.2018	29.03.2018	Руководитель, инженер
11	Составление пояснительной записки	70	13.02.2018	24.04.2018	Инженер
12	Проверка правильности выполнения по ГОСТУ пояснительной записки	1	25.04.2018	26.04.2018	Руководитель, инженер
13	Подготовка к защите	34	26.04.2018	30.05.2018	Инженер

В таблице 3.6 представлен календарный план-график проведения научного исследования

Таблица 3.6 – Календарный план-график проведения научного исследования

№ работ	Вид работ	Исполнители	Т _{кал} , дн	Февраль			Март			Апрель			Май		
				1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3
				1	Разработка технического задания	Руководитель	1	■							
2	Составление и утверждение технического задания	Руководитель	3	■											
3	Выбор направления исследований	Руководитель, инженер	4	■											
4	Подбор и изучение материалов по теме	Инженер	2	■											
5	Календарное планирование работ	Руководитель, инженер	1	■											
6	Обзор научной литературы	Инженер	1		■										
7	Создание модели	Инженер	1		■										
8	Расчёт с использованием модели	Инженер	43												
9	Анализ полученных данных	Инженер	2												

В материальные затраты, помимо вышеуказанных, включаются дополнительно затраты на канцелярские принадлежности, диски, картриджи и т.п. Однако их учет ведется в данной статье только в том случае, если в научной организации их не включают в расходы на использование оборудования или накладные расходы. В первом случае на них определяются соответствующие нормы расхода от установленной базы. Во втором случае их величина учитывается как некая доля в коэффициенте накладных расходов.

Затраты на электроэнергию рассчитываются по формуле:

$$C = C_{\text{эл}} \cdot P \cdot F_{\text{об}} \quad (3.2)$$

где $C_{\text{эл}}$ – тариф на промышленную электроэнергию (5,8 руб. за 1 кВт·ч);

P – мощность оборудования, кВт;

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

В данной работе использовался портативный компьютер с мощностью 400 Вт. В среднем в сутки работа на компьютере и спектрометре составляла 6 часов. В период проведения настройки программы, проведения измерений и анализа было затрачено примерно 230 часов. Тогда затраты на электроэнергию за время выполнения проекта составляют:

$$C_{\text{элект}} = (5,8 \cdot 0,4 \cdot 230) + (5,8 \cdot 0,2 \cdot 230) + (5,8 \cdot 0,37 \cdot 230) = 1\,293,98 \text{ руб.}$$

Материальные затраты, необходимые для данной работы, были занесены в таблицу 3.7.

Таблица 3.7 – Материальные затраты исследования

Наименование	Количество, шт	Цена за ед., руб	Затрата на материалы, руб
Шариковая ручка	1	35	35
Пачка бумажных листов формата А4	1	250	250
Карандаш грифельный	1	20	20
Ластик	1	15	150
Картриджи для принтера	1	500	50
ИТОГО			820

С учётом затрат на электроэнергию материальные затраты составили:

$$1041,39 + 1293,98 = 2113,98 \text{ руб.}$$

3.3.2 Основная заработная плата исполнителей темы

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

$$C_{зп} = Z_{осн} + Z_{доп}, \quad (3.3)$$

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

$Z_{доп}$ – дополнительная заработная плата.

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

$$Z_{осн} = Z_{дн} \cdot T_{раб}, \quad (3.3)$$

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

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

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

Дополнительная заработная плата рассчитывается исходя из 10 – 15 % от основной заработной платы работников, непосредственно участвующих в выполнении темы:

$$Z_{доп} = k_{осн} \cdot Z_{осн} \quad (3.5)$$

где $Z_{осн}$ – основная заработная плата, руб.;

$k_{доп}$ – коэффициент дополнительной зарплаты, в работе значение примем равным 12,5 %.

Среднедневная заработная плата рассчитывается по формуле

$$Z_{дн} = (Z_{м} \cdot M) / F_{д}, \quad (3.6)$$

где $Z_{м}$ – месячный должностной оклад работника, руб.;

M – количество месяцев работы без отпуска в течение года:

- при отпуске в 28 раб. дня $M = 11,08$ месяца, 5-дневная неделя;
- при отпуске в 56 раб. дней $M = 10,16$ месяца, 6-дневная неделя;

$F_{д}$ – действительный годовой фонд рабочего времени научно-технического персонала, раб. дн. (таблица 3.8).

Таблица 3.8 – Баланс рабочего времени

Показатели рабочего времени	Руководитель	Инженер
Календарное число дней	365	365
Количество нерабочих дней:	67	118
Потери рабочего времени:		
– отпуск;	56	28
– невыходы по болезни		
Действительный годовой фонд рабочего времени	242	219

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, старший преподаватель, доцент, профессор;

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

- иные выплаты – районный коэффициент.

Для расчёта месячного должностного оклада работника применяется формула (3.6):

$$Z_m = Z_b \cdot k_p \quad (3.7)$$

где Z_b – базовый оклад, руб.;

k_p – районный коэффициент, равный 1,3 (для Томска);

Руководителем данной научно-исследовательской работы является сотрудник в должности доцента с окладом 33664 руб. (без учета РК). Оклад инженера составляет 9489 руб. (без учета РК).

По формуле (3.7) месячный должностной оклад для руководителя и инженера соответственно составляет:

$$Z_m^{\text{рук}} = 33664 \cdot 1,3 = 43763 \text{ руб.}$$

$$Z_m^{\text{инж}} = 9489 \cdot 1,3 = 12336 \text{ руб.}$$

Среднедневная заработная плата для руководителя и инженера соответственно составляет:

$$З_{\text{дн}}^{\text{рук}} = \frac{43763 \cdot 10,16}{242} = 1837 \text{ руб.}$$

$$З_{\text{дн}}^{\text{инж}} = \frac{12336 \cdot 11,08}{219} = 624 \text{ руб.}$$

С помощью таблицы 3.3.2.1 определим коэффициент календарности по следующей формуле:

$$k_{\text{кал}} = \frac{T_{\text{кал}}}{T_{\text{кал}} - T_{\text{нер}} - T_{\text{отп}}} \quad (3.8)$$

где $T_{\text{кал}}$ – количество календарных дней в году;

$T_{\text{нер}}$ – количество нерабочих (выходных и праздничных) дней в году;

$T_{\text{отп}}$ – количество дней отпуска в году.

Для руководителя и инженера соответственно коэффициент календарности составляет:

$$k_{\text{кал}}^{\text{рук}} = \frac{365}{365 - 67 - 56} = 1,508.$$

$$k_{\text{кал}}^{\text{инж.}} = \frac{365}{365 - 118 - 28} = 1,667.$$

Продолжительность выполнения работы в рабочих днях определим по следующей формуле:

$$T_{\text{р}}^i = T_{\text{кал}}^i / k_{\text{кал}} \quad (3.9)$$

где $T_{\text{кал}}^i$ – продолжительность выполнения работы в календарных днях;

$T_{\text{р}}^i$ – продолжительность выполнения работы в рабочих днях;

$k_{\text{кал}}$ – коэффициент календарности.

С помощью таблицы 3.6 и формулы (3.9) определим продолжительность работы в рабочих днях:

$$T_{\text{р}}^{\text{рук}} = 11 / 1,508 = 7 \text{ дней.}$$

$$T_p^{\text{ИНЖ.}} = 113 / 1,667 = 68 \text{ дней.}$$

Основная заработная плата руководителя и инженера соответственно, согласно формуле (3.4), будет равна:

$$Z_{\text{осн}}^{\text{РУК}} = 1837 \cdot 7 = 12859 \text{ руб.}$$

$$Z_{\text{осн}}^{\text{ИНЖ}} = 624 \cdot 68 = 42432 \text{ руб.}$$

Тогда дополнительная заработная плата руководителя и инженера соответственно, согласно формуле (3.5), составит:

$$Z_{\text{доп}}^{\text{РУК}} = 0,125 \cdot 12859 = 1607 \text{ руб.}$$

$$Z_{\text{доп}}^{\text{ИНЖ}} = 0,125 \cdot 42432 = 5304 \text{ руб.}$$

Месячный должностной оклад работника:

$$Z_m = Z_b \cdot k_p, \quad (3.10)$$

где Z_b – базовый оклад, руб;

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

Расчет основной заработной платы приведен в таблице 3.9.

Таблица 3.9 – Расчет основной заработной платы

Исполнители	$Z_{\text{окл}}$, руб	Z_m , руб	$Z_{\text{дн}}$, руб	$T_{\text{раб}}$, дни	$Z_{\text{осн}}$, руб
Руководитель	33664	43763	1837	7	12859
Инженер	9489	12336	624	68	42432
Итого					55291

3.3.3 Отчисления во внебюджетные фонды

Размер отчислений во внебюджетные фонды составляет 30% от суммы затрат на оплату труда работников, непосредственно занятых выполнением исследовательской работы.

Величина отчислений во внебюджетные фонды определяется исходя из следующей формулы:

$$C_{\text{внеб}} = k_{\text{внеб}} \cdot (Z_{\text{осн}} + Z_{\text{доп}}), \quad (3.11)$$

где $k_{\text{внеб}}$ – коэффициент отчислений на уплату во внебюджетные фонды (пенсионный фонд, фонд обязательного медицинского страхования и пр.).

На основании пункта 1 ст. 58 Федерального закона от 24.07.2009 № 212-ФЗ (ред. от 23.05.2015) для учреждений осуществляющих образовательную и научную деятельность в 2018 году установлена пониженная ставка 27,1 %.

Величина отчислений во внебюджетные фонды составляет:

$$C_{\text{внеб}} = 0,271 \cdot (12859 + 1607) + 0,271 \cdot (42432 + 5304) = 16857 \text{ руб.}$$

3.3.5 Накладные расходы

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:

$$C_{\text{накл}} = k_{\text{накл}} \cdot (Z_{\text{осн}} + Z_{\text{доп}}),$$

где $k_{\text{накл}}$ – коэффициент накладных расходов.

Накладные расходы в ТПУ составляют 25-35 % от суммы основной и дополнительной зарплаты работников, участвующих в выполнении темы. Примем $k_{\text{накл}} = 25 \%$.

Накладные расходы для научного руководителя и инженера соответственно составляют:

$$C_{\text{внеб}} = 0,25 \cdot (12859 + 1607) + 0,25 \cdot (42432 + 5304) = 15551 \text{ руб.}$$

3.3.6 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта

Рассчитанная величина затрат научно-исследовательской работы является основой для формирования бюджета затрат проекта, который при

формировании договора с заказчиком защищается научной организацией в качестве нижнего предела затрат на разработку научно-технической продукции.

Определение бюджета затрат на научно-исследовательский проект по каждому варианту исполнения приведен в таблице 3.10.

Таблица 3.10 – Расчёт бюджета затрат исследовательского проекта

Наименование статьи	Сумма, руб
1. Материальные затраты исследования	2113,98
2. Затраты по основной заработной плате исполнителей темы	55291,00
3. Затраты по дополнительной заработной плате исполнителей темы	6911,00
4. Отчисления во внебюджетные фонды	16857,00
5. Накладные расходы	15551,00
Бюджет затрат исследования	96723,98

3.4 Организационная структура проекта

Организационная структура проекта представляет собой временное структурное образование, создаваемое для достижения поставленных целей и задач проекта и включающее в себя всех участников процесса выполнения работ на каждом этапе.

Данной исследовательской работе соответствует функциональная структура организации. То есть организация рабочего процесса выстроена иерархически: у каждого участника проекта есть непосредственный руководитель, сотрудники разделены по областям специализации, каждой группой руководит компетентный специалист (функциональный руководитель). Организационная структура научного проекта представлена на рисунке 3.3.

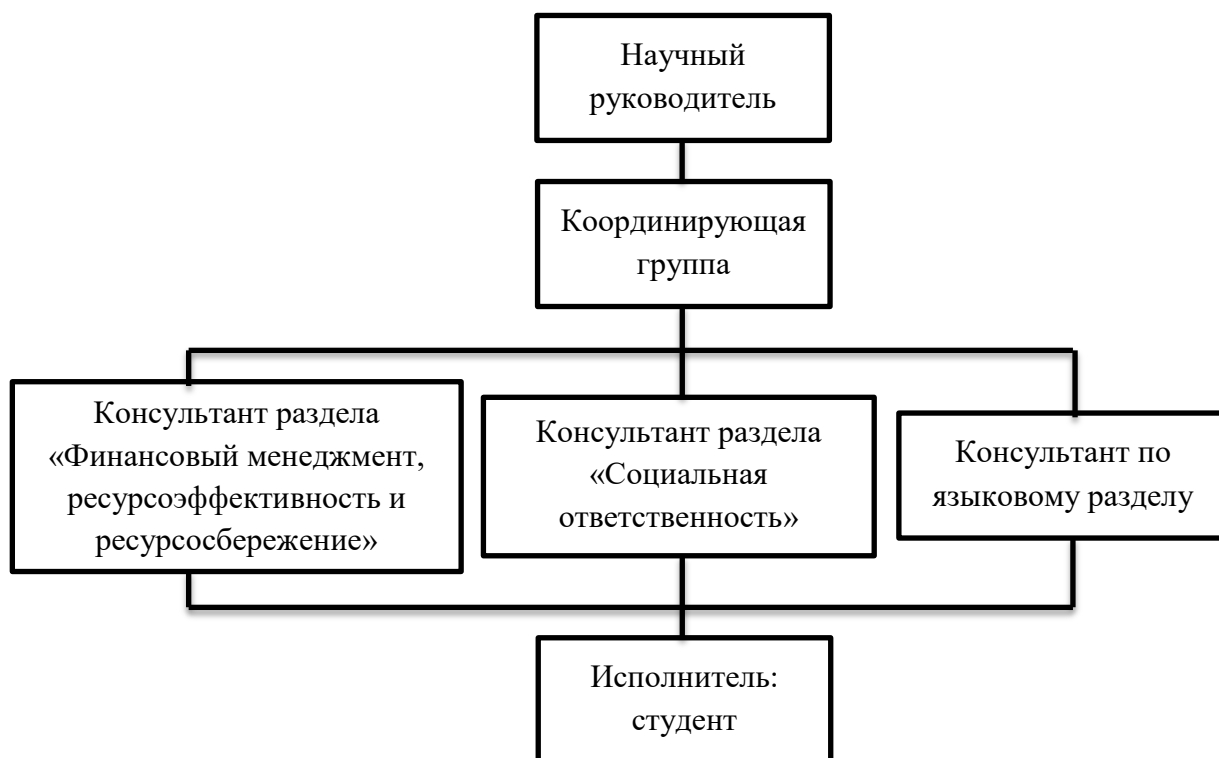


Рисунок 3.3 – Организационная структура научного проекта

3.5 Матрица ответственности

Степень ответственности каждого члена команды за принятые полномочия регламентируется матрицей ответственности. Матрица ответственности данного проекта представлена в таблице 3.11.

Таблица 3.11 – Таблица ответственности

Этапы проекта	Научный руководитель	Консультант раздела «Финансовый менеджмент»	Консультант раздела «Социальная ответственность»	Консультант по языковому разделу	Студент
Разработка технического задания	О				
Составление и утверждение технического задания	О,У				
Выбор направления исследований	О				И
Подбор и изучение материалов по теме	С				И
Календарное планирование работ	О				И
Обзор научной литературы	С				И

Продолжение таблицы 3.11

Разработка модели					И
Расчёт с использованием модели	О				И
Анализ полученных данных	О				И
Выполнение оценки ресурсоэффективности и ресурсосбережения		С			И
Выполнение раздела по социальной ответственности			С		И
Выполнение перевода части работы на английский язык				С	И
Обобщение и оценка результатов	С				И
Составление пояснительной записки	С				И
Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	С				И
Подготовка к защите	О				И

Степень участия в проекте характеризуется следующим образом:

- ответственный (О) – лицо, отвечающее за реализацию этапа проекта и контролирующее его ход;
- исполнитель (И) – лицо (лица), выполняющие работы в рамках этапа проекта;
- утверждающее лицо (У) – лицо, осуществляющее утверждение результатов этапа проекта (если этап предусматривает утверждение);
- согласующее лицо (С) – лицо, осуществляющее анализ результатов проекта и участвующее в принятии решения о соответствии результатов этапа требованиям.

3.6 Оценка сравнительной эффективности исследования

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 (таблица 3.12). 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:

$$I_{\Phi}^p = \frac{\Phi_{\max}}{\Phi_a}, \quad (3.12)$$

где I_{Φ}^p – интегральный финансовый показатель разработки;

Φ_{ai} – 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).

Стоимость разработки составляет 96723,98 р., стоимость аналога 1 составляет 105000 р., стоимость аналога 2 составляет 115000 р. Тогда, интегральные финансовые показатели для разработки и аналога 2 равны:

$$I_{\Phi}^p = \frac{\Phi_p}{\Phi_{\max}} = \frac{96723,98}{115000} = 0,841; \quad I_{\Phi}^{a1} = \frac{\Phi_{a1}}{\Phi_{\max}} = \frac{105000}{115000} = 0,913.$$

Интегральный показатель ресурсоэффективности вариантов исполнения объекта исследования можно определить следующим образом:

$$I_m^a = \sum_{i=1}^n a_i b_i^a, \quad I_m^p = \sum_{i=1}^n a_i b_i^p \quad (3.13)$$

где I_m – интегральный показатель ресурсоэффективности вариантов;

a_i – весовой коэффициент i -го параметра;

b_i^a, b_i^p – балльная оценка i -го варианта исполнения разработки,

устанавливается экспертным путем по выбранной шкале оценивания;

n – число параметров сравнения.

Целесообразно рассмотреть следующие критерии оценки характеристик вариантов исполнения проекта:

- удобство в эксплуатации – свойство, характеризующее степень восприятия ПС пользователем;
- информативность – свойство, характеризующее наличие в составе ПС информации, необходимой и достаточной для понимания назначения ПС, принятых предположений, существующих ограничений, входных данных и результатов работы отдельных компонент, а также текущего состояния программ в процессе их функционирования;
- точность расчетов – мера, характеризующая приемлемость величины погрешности в выдаваемых ПС результатах с точки зрения предполагаемого их использования;
- характерное время расчета – время, за которое ПС производит функциональные расчеты;
- функциональные возможности ПС – функции, которые должно выполнять ПС;
- ресурсосберегаемость – мера, характеризующая способность ПС выполнять возложенные на него функции при определенных ограничениях на используемые ресурсы (используемую память).

Расчёт интегрального показателя ресурсоэффективности представлен в таблице 3.12.

Таблица 3.12 – Сравнительная оценка характеристик вариантов исполнения проекта

Критерии \ ПО	Весовой коэффициент параметра	Текущий проект	Аналог 1	Аналог 2
1. Удобство в эксплуатации	0,2	5	4	3
2. Информативность	0,1	4	5	4

Продолжение таблицы 3.12

3. Точность расчетов	0,3	4	5	4
4. Характерное время расчета	0,25	5	3	3
5. Функциональные возможности ПС	0,05	4	4	3
6. Ресурсосберегаемость	0,1	4	3	3
ИТОГО	1	4,45	4,05	3,40

$$I_m^p = 5 \cdot 0,2 + 4 \cdot 0,1 + 4 \cdot 0,3 + 5 \cdot 0,25 + 4 \cdot 0,05 + 4 \cdot 0,1 = 4,45;$$

$$\text{Аналог 1} = I_m^{a1} = 4 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,1 + 5 \cdot 0,3 + 3 \cdot 0,25 + 4 \cdot 0,05 + 3 \cdot 0,1 = 4,05;$$

$$\text{Аналог 2} = I_m^{a2} = 3 \cdot 0,2 + 4 \cdot 0,1 + 4 \cdot 0,3 + 3 \cdot 0,25 + 3 \cdot 0,05 + 3 \cdot 0,1 = 3,4.$$

Интегральный показатель эффективности разработки ($I_{\text{финр}}^p$) и аналога ($I_{\text{финр}}^a$) определяется на основании интегрального показателя ресурсоэффективности и интегрального финансового показателя по формуле:

$$I_{\text{финр}}^p = \frac{I_m^p}{I_{\text{ф}}^p}, \quad I_{\text{финр}}^{ai} = \frac{I_m^{ai}}{I_{\text{ф}}^{ai}}. \quad (3.14)$$

В результате получим:

$$I_{\text{финр}}^{a1} = \frac{I_m^{a1}}{I_{\text{финр}}^{a1}} = \frac{4,45}{0,841} = 5,29; \quad I_{\text{финр}}^{a2} = \frac{I_m^{a2}}{I_{\text{финр}}^{a2}} = \frac{4,05}{0,913} = 4,44.$$

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

Сравнительная эффективность проекта:

$$\mathcal{E}_{\text{ср}} = \frac{I_{\text{финр}}^p}{I_{\text{финр}}^a}, \quad (3.15)$$

где $\mathcal{E}_{\text{ср}}$ – сравнительная эффективность проекта;

$I_{\text{финр}}^p$ – интегральный показатель разработки;

$I_{\text{финр}}^a$ – интегральный технико-экономический показатель аналога.

Результат вычисления сравнительной эффективности проекта и сравнительная эффективность анализа представлены в таблице 3.13.

Таблица 3.13 – Сравнительная эффективность разработки

№	Показатели	Аналог 1	Аналог 2	Разработка
1	Интегральный финансовый показатель разработки	0,913	1	0,841
2	Интегральный показатель ресурсоэффективности разработки	4,05	3,40	4,45
3	Интегральный показатель эффективности	4,44	3,40	5,29
4	Сравнительная эффективность вариантов исполнения	1,19	1,56	1,00

Таким образом, основываясь на определении ресурсосберегающей, финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования, проведя необходимый сравнительный анализ, можно сделать вывод о превосходстве выполненной разработки над аналогами.

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.

Охрана труда – это система законодательных, социально-экономических, организационных, технологических, гигиенических и лечебно-профилактических мероприятий и средств, обеспечивающих безопасность, сохранение здоровья и работоспособности человека в процессе труда [7].

Правила по охране труда и техники безопасности вводятся в целях предупреждения несчастных случаев, обеспечения безопасных условий труда работающих и являются обязательными для исполнения рабочими, руководителями, инженерно-техническими работниками.

Опасным производственным фактором, согласно [7], 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.

4.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов

Производственные условия на рабочем месте характеризуются наличием опасных и вредных факторов, которые классифицируются по группам элементов: физические, химические, биологические, психофизиологические.

Основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы представлены в таблице 4.1 .

Таблица 4.1 — Основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы

Наименование видов работ и параметров производственного процесса	ФАКТОРЫ ГОСТ 12.0.003-74 ССБТ		Нормативные документы
	Вредные	Опасные	
Работа на ПЭВМ, Кафедра ФЭУ НИ ТПУ	—	Электрический ток	ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Электробезопасность
	Воздействие радиации (ВЧ,УВЧ,СВЧ и так далее)	—	СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03 Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. «Гигиенические требования к ПЭВМ и организация работы»
	—	Пожарная безопасность	Пожарная безопасность. Общие требования. ГОСТ 12.1.004-91. ССБТ.

На студента, работающего на компьютере, воздействуют следующие факторы:

– физические: температура и влажность воздуха; шум; статическое электричество; электромагнитное поле низкой частоты; освещённость; наличие излучения;

– психофизиологические.

Психофизиологические опасные и вредные производственные факторы, делятся на: физические перегрузки (статические, динамические) и нервно-

психические перегрузки (умственное перенапряжение, монотонность труда, эмоциональные перегрузки).

4.2 Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния при работе на ПЭВМ

4.2.1 Организационные мероприятия

Весь персонал обязан знать и строго соблюдать правила техники безопасности. Обучение персонала технике безопасности и производственной санитарии состоит из вводного инструктажа и инструктажа непосредственно на рабочем месте ответственным лицом.

Проверка знаний правил техники безопасности проводится квалификационной комиссией или лицом ответственным за рабочее место после обучения на рабочем месте. После чего сотруднику присваивается соответствующая его знаниям и опыту работы квалификационная группа по технике безопасности и выдается удостоверение специального образца.

Лица, обслуживающие электроустановки не должны иметь увечий и болезней, мешающих производственной работе. Состояние здоровья устанавливается медицинским освидетельствованием перед устройством на работу.

4.2.2 Технические мероприятия

Рациональная планировка рабочего места предусматривает четкий порядок и постоянство размещения предметов, средств труда и документации. То, что требуется для выполнения работ чаще должно располагаться в зоне легкой досягаемости рабочего пространства, как показано на рисунке 4.1.

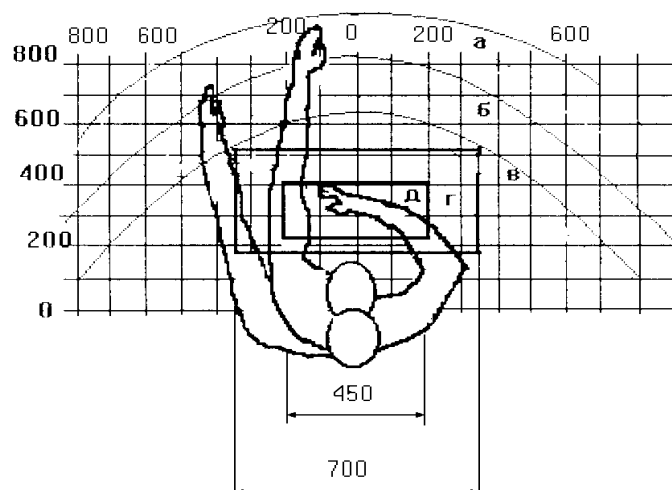


Рисунок 4.1 – Зоны досягаемости рук в горизонтальной плоскости

а – зона максимальной досягаемости рук;

б – зона досягаемости пальцев при вытянутой руке;

в – зона легкой досягаемости ладони;

г – оптимальное пространство для грубой ручной работы;

д – оптимальное пространство для тонкой ручной работы

Оптимальное размещение предметов труда и документации в зонах досягаемости рук:

- дисплей размещается в зоне а (в центре);
- клавиатура — в зоне г/д;
- системный блок размещается в зоне б (слева);
- принтер находится в зоне а (справа);

Документация размещается в зоне легкой досягаемости ладони — в (слева) — литература и документация, необходимая при работе; в выдвижных ящиках стола — литература, не используемая постоянно.

При проектировании письменного стола должны быть учтены следующие требования.

Высота рабочей поверхности стола рекомендуется в пределах 680–800 мм. Высота рабочей поверхности, на которую устанавливается клавиатура, должна быть 650 мм. Рабочий стол должен быть шириной не менее 700 мм и длиной не менее 1400 мм. Должно иметься пространство для ног высотой не

менее 600 мм, шириной – не менее 500 мм, глубиной на уровне колен – не менее 450 мм и на уровне вытянутых ног – не менее 650 мм.

Рабочее кресло должно быть подъёмно-поворотным и регулируемым по высоте и углам наклона сиденья и спинки, а так же расстоянию спинки до переднего края сиденья. Рекомендуется высота сиденья над уровнем пола 420 – 550 мм. Конструкция рабочего кресла должна обеспечивать: ширину и глубину поверхности сиденья не менее 400 мм; поверхность сиденья с заглублённым передним краем.

Монитор должен быть расположен на уровне глаз оператора на расстоянии 500 – 600 мм. Согласно нормам угол наблюдения в горизонтальной плоскости должен быть не более 45° к нормали экрана. Лучше если угол обзора будет составлять 30°. Кроме того должна быть возможность выбирать уровень контрастности и яркости изображения на экране.

Должна предусматриваться возможность регулирования экрана:

- по высоте +3 см;
- по наклону от 10 до 20 градусов относительно вертикали;
- в левом и правом направлениях.

Клавиатуру следует располагать на поверхности стола на расстоянии 100 – 300 мм от края. Нормальным положением клавиатуры является её размещение на уровне локтя оператора с углом наклона к горизонтальной плоскости 15°. Более удобно работать с клавишами, имеющими вогнутую поверхность, четырёхугольную форму с закруглёнными углами. Конструкция клавиши должна обеспечивать оператору ощущение щелчка. Цвет клавиш должен контрастировать с цветом панели.

При однообразной умственной работе, требующей значительного нервного напряжения и большого сосредоточения, рекомендуется выбирать неяркие, малоконтрастные цветочные оттенки, которые не рассеивают внимание (малонасыщенные оттенки холодного зеленого или голубого цветов). При работе, требующей интенсивной умственной или физической

напряженности, рекомендуются оттенки тёплых тонов, которые возбуждают активность человека.

4.2.3 Условия безопасной работы

Основные параметры, характеризующие условия труда это микроклимат, шум, вибрация, электромагнитное поле, излучение, освещённость.

Воздух рабочей зоны (микроклимат) производственных помещений определяют следующие параметры: температура, относительная влажность, скорость движения воздуха. Оптимальные и допустимые значения характеристик микроклимата устанавливаются в соответствии с и приведены в таблице 4.2.

Таблица 4.2 – Оптимальные и допустимые параметры микроклимата

Период года	Температура, °С	Относительная влажность, %	Скорость движения воздуха, м/с
Холодный и переходный	23–25	40–60	0,1
Тёплый	23–25	40	0,1

К мероприятиям по оздоровлению воздушной среды в производственном помещении относятся: правильная организация вентиляции и кондиционирования воздуха, отопление помещений. Вентиляция может осуществляться естественным и механическим путём. В помещение должны подаваться следующие объёмы наружного воздуха: при объёме помещения до 20 м³ на человека – не менее 30 м³ в час на человека; при объёме помещения более 40 м³ на человека и отсутствии выделения вредных веществ допускается естественная вентиляция.

Система отопления должна обеспечивать достаточное, постоянное и равномерное нагревание воздуха. В помещениях с повышенными требованиями к чистоте воздуха должно использоваться водяное отопление. Параметры

микроклимата в используемой лаборатории регулируются системой центрального отопления, и имеют следующие значения: влажность — 40%, скорость движения воздуха — 0,1 м/с, температура летом — 20 – 25 °С, зимой — 13 – 15 °С. В лаборатории осуществляется естественная вентиляция. Воздух поступает и удаляется через щели, окна, двери. Основным недостатком такой вентиляции в том, что приточный воздух поступает в помещение без предварительной очистки и нагревания.

Шум и вибрация ухудшают условия труда, оказывают вредное воздействие на организм человека, а именно, на органы слуха и на весь организм через центральную нервную систему. В результате этого ослабляется внимание, ухудшается память, снижается реакция, увеличивается число ошибок при работе. Шум может создаваться работающим оборудованием, установками кондиционирования воздуха, осветительными приборами дневного света, а также проникать извне. При выполнении работы на ПЭВМ уровень шума на рабочем месте не должен превышать 50 дБ.

Экран и системные блоки производят электромагнитное излучение. Основная его часть происходит от системного блока и видео-кабеля. Согласно напряженность электромагнитного поля на расстоянии 50 см вокруг экрана по электрической составляющей должна быть не более:

- в диапазоне частот 5 Гц – 2 кГц — 25 В/м;
- в диапазоне частот 2 кГц – 400 кГц — 2,5 В/м.

Плотность магнитного потока должна быть не более:

- в диапазоне частот 5 Гц– 2 кГц — 250 нТл;
- в диапазоне частот 2 кГц – 400 кГц — 25 нТл.

Существуют следующие способы защиты от ЭМП:

- увеличение расстояния от источника (экран должен находиться на расстоянии не менее 50 см от пользователя);
- применение приэкранных фильтров, специальных экранов и других средств индивидуальной защиты.

При работе с компьютером источником ионизирующего излучения является дисплей. Под влиянием ионизирующего излучения в организме может происходить нарушение нормальной свертываемости крови, увеличение хрупкости кровеносных сосудов, снижение иммунитета и др. Доза облучения при расстоянии до дисплея 20 см составляет 50 мкбэр/час. По нормам [8] конструкция ЭВМ должна обеспечивать мощность экспозиционной дозы рентгеновского излучения в любой точке на расстоянии 0,05 м от экрана не более 100 мкР/час.

Утомляемость органов зрения может быть связана как с недостаточной освещенностью, так и с чрезмерной освещенностью, а также с неправильным направлением света.

4.3 Электробезопасность

В зависимости от условий в помещении опасность поражения человека электрическим током увеличивается или уменьшается. Не следует работать с ЭВМ в условиях повышенной влажности (относительная влажность воздуха длительно превышает 75 %), высокой температуры (более 35 °С), наличии токопроводящей пыли, токопроводящих полов и возможности одновременного прикосновения к имеющим соединение с землей металлическим элементам и металлическим корпусом электрооборудования. Оператор ЭВМ работает с электроприборами: компьютером (дисплей, системный блок и т.д.) и периферийными устройствами. Существует опасность поражения электрическим током в следующих случаях:

- при непосредственном прикосновении к токоведущим частям во время ремонта ЭВМ;
- при прикосновении к нетоковедущим частям, оказавшимся под напряжением (в случае нарушения изоляции токоведущих частей ЭВМ);
- при прикосновении с полом, стенами, оказавшимися под напряжением;

– при коротком замыкании в высоковольтных блоках: блоке питания и блоке дисплейной развёртки.

Мероприятия по обеспечению электробезопасности электроустановок:

– отключение напряжения с токоведущих частей, на которых или вблизи которых будет проводиться работа, и принятие мер по обеспечению невозможности подачи напряжения к месту работы;

– вывешивание плакатов, указывающих место работы;

– заземление корпусов всех установок через нулевой провод;

– покрытие металлических поверхностей инструментов надёжной изоляцией;

– недоступность токоведущих частей аппаратуры (заключение в корпуса электропоражающих элементов, заключение в корпус токоведущих частей).

4.4 Пожарная и взрывная безопасность

Согласно, 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. Так как помещение по степени пожаровзрывоопасности относится к категории В, т.е. 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 подразделяются на: организационные, технические, эксплуатационные и режимные.

Организационные мероприятия предусматривают правильную эксплуатацию оборудования, правильное содержание зданий и территорий, противопожарный инструктаж рабочих и служащих, обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности, издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации .

К техническим мероприятиям относятся: соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения, правильное размещение оборудования.

К режимным мероприятиям относятся, установление правил организации работ, и соблюдение противопожарных мер. Для предупреждения возникновения пожара от коротких замыканий, перегрузок и т. д. необходимо соблюдение следующих правил пожарной безопасности:

- 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 — предупреждение самовозгорания веществ, ограничение огневых работ);
- обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности;
- издание инструкций, плакатов, 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 аварийную службу или МЧС – тел. 112;
- принять меры по ликвидации аварии в соответствии с инструкцией.

Заключение

В ходе работы были решены поставленные задачи. В частности, была разработана программа на языке Visual Basic, реализующая следующие задачи:

- подготовка констант для порядка 1000 ядер-продуктов деления и 34 трансураниевых элемента;

- расчет концентраций заданных нуклидов, на основе решения системы дифференциальных уравнений, в зависимости от различных начальных параметров: плотности потока нейтронов, жесткости спектра, начальной концентрации топлива.

Программный продукт был успешно верифицирован на примере нескольких групп экспериментальных данных для реакторов различного типа.

Был произведен анализ программного продукта на предмет его ресурсоэффективности и экономической ценности. Расчеты показали, что полученное решение дешевле конкурентов, и не уступаем им по другим показателям.

В ходе выполнения работы были соблюдены все требования безопасности.

Работа происходила в помещении, которое соответствовало нормам воздействия факторов, таких как:

- температура воздуха;
- влажность воздуха;
- шум.

При работе на ЭВМ были соблюдены требования по электро- и пожаробезопасности.

Список публикаций

1. Зубанов П.А., Малахов А.О. Моделирование процессов накопления продуктов деления и трансурановых элементов в ядерном реакторе // XI Международная научная конференция "Инновации в технологиях и образовании" – 2018. –С.38;

2. Зубанов П.А., Малахов А.О. Актуальность концепции радиационного эквивалентного обращения с радиоактивными отходами // XXII Всероссийская научная конференция студентов, аспирантов и молодых ученых НАУКА И МОЛОДЕЖЬ: ПРОБЛЕМЫ, ПОИСКИ, РЕШЕНИЯ – 2018.–С.54

Список используемых источников

- 1 Лопаткин А.В. Топливный цикл крупномасштабной ядерной энергетики России на принципах топливного и радиационного баланса и нераспространения: Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. М., 2013.
- 2 Энергетическая стратегия России на период до 2030 года. Утверждена распоряжением Правительства Российской Федерации от 13 ноября 2009 г. №1715-р.
- 3 Макаров А.А., Макарова А.С., Хоршев А.А. Перспективы развития атомных электростанций до середины XXI века. – М.: ИНЭИ РАН, 2011.
- 4 Рачков В.И. Разработка технологий закрытого ядерного топливного цикла с быстрыми реакторами для крупномасштабной ядерной энергетики – Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №3.
- 5 Пляскин В.И., Косилов Р.А., Мантуров Г.Н. Справочно-информационная интерактивная система ядерно-физических свойств нуклидов и радиоактивных цепочек распада [Электронный ресурс]. – 2000. – Режим доступа: <http://www.science-kaluga.ru/books/?content=file&id=841>. – Загл. с экрана.
- 6 Секция ядерных данных МАГАТЭ [Электронный ресурс]. – 2010. Режим доступа: <http://www-nds.iaea.org>. – Загл. с экрана.
- 7 Nuclear Data Display Program [Электронный ресурс] – 2010. – Режим доступа: <http://www.oecdnea.org/janis>. – Загл. с экрана.
- 8 Nuclear Data for Safeguards [Электронный ресурс]. – 2010. – Режим доступа: <http://www-nds.iaea.org/sgnucdat/b3.htm>. – Загл. с экрана.
- 9 Walker F., Wiliam B. et al. Chart of the Nuclides. Knolls Atomic Power Lab: Naval Reactor. V.S. Department of Energy, 1988.
- 10 Yoshizawa V. et al. Chart of the Nuclides. Science Eng. Research Lab: Waseda University. Tokio, 1988.
- 11 Селинов И.П. Таблицы атомов, атомных ядер и субатомных частиц:

приложение к книге «Строение и систематика ядер». – М.: Наука, 1990.

12 Antony M.S. Chart of the Nuclides. Center de Recherches Nucleaires et Uneversite Louis Pasteur. Strasbourg, 1993.

13 Browne E., Firestone R.B. Table of Radioactive Isotopes. Ed. V.S. Shirley. N.Y. John Wisley and Sons, 1996.

14 Голошвили Т.В., Чечев В.П., Лбов А.А. Справочник нуклидов. М.: ЦНИИ АТОМИНФОРМ, 1995.

15 Evaluated Nuclear Structure Data File – a computer file of evaluated experimental nuclear structure data maintained by National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory. (Files from March 1995).

16 Konieczny M., Potet B., Rockey J., A PC Program for Displaying Data from the Joint Evaluated File (JEF) Library. Prac. Int. Conf. on Nuclear Data Science and Technology, Gatlinburg, Tennessee, 1994. V. 2. P. 754.

17 Опаловский В.А. Разработка расчетной методики моделирования радиационных характеристик облученного ядерного топлива: дис....канд. техн. наук. Московского инженерно-физического института, Москва, 2007.

18 Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов. Д. Райли, Н. Энслин, Х. Смит, С. Крайнер. – Москва, Бином, 2000.

19 А.В. Бушуев. Методы измерений ядерных материалов. Москва, МИФИ, 2001.

20 Hsue S., Crane T., Talbert W., Lee J. Nondestructive assay methods for irradiated nuclear fuels. Report Los Alamos National Laboratory LA-6923-MS, 1978.

21 Ronald I., Bronowski D., Boster G., Siebelist R. Measurements on spent fuel assemblies at Arkansas Nuclear one using the fork system. Report Sandia National Laboratory SAND-96-1364, 1997.

22 Определение выгорания отработавшего ядерного топлива при перегрузке. С.Г. Олейкин, М.В. Максимов, О.В. Маслов. – Атомная энергия, Т.92, вып. 4, апрель 2002.

23 Пыткин Ю.Н., Андрюшечко С.А., Васильев Б.Ю., Голощапов С.Н. Внедрение на Кольской АЭС прибора для измерения глубины выгорания

отработавших тепловыделяющих сборок. Межд. Конференция по учету, контролю и физ. защите ядерных материалов. Обнинск, 1997.

24 Haggard D., Tanner J. Determination Curie content and $^{134}/^{137}$ Cesium ratios by gamma spectroscopy of high burnup plutonium-aluminum fuel assemblies. Report Pacific Northwest National Laboratory PNNL-1609, 1997.

25 Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая, А.А. Рудик. – Москва, Энергоатомиздат, 1989.

26 Определение выгорания и изотопного состава отработавшего топлива ВВЭР-365. А.А. Степанов, Т.П. Макарова, Б.А. Бабичев и др. – Атомная энергия, 1980. Т.49, вып.4.

27 Определение содержания изотопов урана и трансурановых элементов в отработавшем топливе ВВЭР-365. В.Я. Габескирия, В.В. Грызина, А.А. Зайцев и др. – Атомная энергия, 1978. Т.44, вып. 5.

28 Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник. В.М. Колобашкин, П.М. Рубцов, П.А. Ружанский, В.Д. Сидоренко. – Москва, Энергоатомиздат, 1983.

29 Оценка нуклидного состава уран-ториевого топлива, облученного в реакторах ВВЭР. Т.С. Зарицкая, Л.В. Матвеев, В.Ю. Рогожкин, А.П. Рудик, Э.М. Центр. - Вопросы атомной науки и техники. 1987, вып. 8.

30 С.Н. Абрамович, В.П. Горелов, А.А. Горшихин, А.Н. Гребенников, Г.Г. Фарафонов, В.И. Ильин. Рекомендации по выбору нейтронно-ядерных данных для численного моделирования процессов накопления актинидов в топливе энергетических реакторов. ВАНиТ, серия Математическое моделирование физических процессов, 1996, вып. 3.

31 Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В. Нарботка Актиноидов в открытом и замкнутом ЯТЦ. Атомная энергия, т.85, вып. 1, июль 1998.

32 Степанов А.В., Макарова Т.П. и др. Определение выгорания и изотопного состава отработавшего топлива ВВЭР-440. Атомная Энергия, т.55, вып. 3, сентябрь 1983.

33 Фёдоров Ю.С., Бибичев Б.А. и др. Использование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах. Атомная Энергия, т.99, вып. 2, август 2005.

34 Степанов А.В., Макарова Т.П. и др. Определение выгорания и изотопного состава отработавшего топлива ВВЭР-365. Атомная Энергия, т.49, вып. 4, октябрь 1980.

35 OECD/NEA Burn-up credit criticality benchmarks (Phase Ia-IVb). Japan 1992-2002.

36 FITXS: A fast and flexible burn-up scheme based on the fitting of one-group cross-sections. Annals of Nuclear Energy, Volume 104, June 2017, Pages 267-281

37 Automatic construction of a simplified burn-up chain model by the singular value decomposition. Annals of Nuclear Energy, Volume 94, August 2016, Pages 742-749

38 Development and verification of LOOP: A Linkage of ORIGEN2.2 and OpenMC. Annals of Nuclear Energy, Volume 99, January 2017, Pages 321-327

39 H. Omar, Kh. Haddad, N. Ghazi, N. Alsomel. Experimental and operational validation of burn-up calculations for the Syrian MNSR // Progress in Nuclear Energy. – November 2010. – Volume 52. – Issue 8. – Pages 753–758.

40 F. Álvarez-Velarde, E.M. González-Romero, I. Merino Rodríguez. Validation of the burn-up code EVOLCODE 2.0 with PWR experimental data and with a Sensitivity // Annals of Nuclear Energy. – Volume 73. – November 2014. – Pages 175–188.

41 L. Mercatalia, A. Venturini, M. Daeublera, V.H. Sanchez. SCALE and SERPENT solutions of the OECD VVER-1000 LEU and MOX burnup computational benchmark // Annals of Nuclear Energy. – Volume 83. – September 2015. – Pages 328–341.

Приложение А
(обязательное)

Investigation of the possibilities of implementing radiation equivalent treatment with radioactive waste

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM6B	Малахов А.О.		

Руководитель ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Беденко С.В.	к.ф.-м.н.		

Консультант-лингвист Отделения иностранных языков ШБИП

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Старший преподаватель ОИЯ	Смирнова У.А.			

1 Analytical review of literature sources

1.1 The concept of radiation equivalence

Modern nuclear energy, based on thermal reactors, has some unresolved and deferred problems affecting the pace of development, structure, efficiency of nuclear energy on a global scale. The most important of these problems are:

- According to forecasts, the uranium mineral resource base will not be able to ensure sustainable long-term development of nuclear power only on thermal reactors, since it uses an insignificant part of uranium raw materials;

- there are no technologies for reliable isolation from the biosphere of radioactive waste generated in the nuclear fuel cycle, primarily for highly active long-lived waste, including irradiated nuclear fuel, if it is supposed to be buried without processing, and it is declared as waste.

In the short term, the only technologically achievable method capable of providing a sufficient degree of protection of the population and the biosphere from highly active and long-lived waste for several hundred years is to remove waste into deep-lying underground storage. The ideology of handling long-lived and highly active waste in this case consists in their curing, long-term controlled storage and subsequent burial in a deep geological formation.

In several countries, over the decades developed a program for the construction of a deep repository for the final disposal of spent nuclear fuel or high-level long-lived waste (Finland, Sweden, United States). And although the idea of underground deep burial of waste for the purpose of their complete isolation from the biosphere looks obvious, in no country has the exploitation of the geological repository started.

The organization of deep burial is a very complex multifactor problem that requires a large amount of technical and scientific work to be performed for a long time. However, the main obstacle is the absence of absolute guarantees for long-term safety of burial, and at present the safety evidence for solving any environmental problem should be extremely transparent.

The solution of the most important problems of the nuclear industry - fuel supply and waste management - is principally possible only in large-scale multicomponent nuclear power engineering based on the use of fast reactors in a closed nuclear fuel cycle with deep processing of irradiated nuclear fuel, extraction of individual radionuclides or their groups to return to the cycle of valuable energy raw materials, the useful use of certain isotopes, the transmutation of individual actinides and the burial of unclaimed rad onuklidov without disturbing the natural radiation balance.

Preservation of the natural radiation balance implies that after a certain historically not too long period of time, the total radiotoxicity of the spent nuclear fuel and / or irradiated fuel and waste disposal will not exceed the total radiotoxicity of uranium raw materials extracted from the earth's crust to provide fuel to the nuclear power plant.

1.1.1 Principle of radiation-migration equivalence

Consideration of scenarios, models for the release of radionuclides from underground storage facilities and, accordingly, of the resulting risk, begins with an assessment of the radiotoxicity of the nuclides contained in the waste to be disposed of. Since the probability of contact of waste with water is the most important factor that can lead to negative impact of storage on the safety of the environment and public health, with deep burial, for each radionuclide, the concept of the level of interference in the water of the biosphere, that is, its maximum permissible concentration, is introduced. Radiotoxicity, which is defined as the ratio of the nuclide concentration to the level of intervention, is the fundamental radiation characteristic of the radionuclide during burial. If there are several nuclides in the waste to be disposed of, their radiotoxicity is summarized; the initial condition for the ecological acceptability of a solution is that the total radiotoxicity of the unit value is not exceeded.

As a necessary condition for the development of large-scale multicomponent nuclear power is called natural, i.e. based on the laws of nature, the safety of nuclear reactors and the natural safety of the entire nuclear fuel cycle. It is obvious that natural safety in the management of radioactive waste will be achieved if the harmful impact on humans and the biosphere of buried long-lived high-level waste components throughout the lifetime of the burial does not exceed the same impact of natural uranium consumed. In this case, the various effects of the waste being disposed of must be commensurate with exactly the same effects of natural uranium that could or might be located in the same place as the waste in the concentration and quantity that occur in nature.

The ability to follow the principles of natural safety in the final disposal of waste will be based on the technologies of a closed nuclear fuel cycle. Its central link is the deep optimal radiochemical processing of irradiated fuel, that is, the separation into individual radionuclides or their groups, which can be either recycled in power reactors to generate additional energy, or used in other fields of science, technology, industry, and unclaimed - in the final account are buried in compliance with the principles of radiation-migration equivalence.

Deep processing of irradiated fuel will ensure fulfillment of one of the conditions for achieving radiation-migration equivalence at disposal - return to the fuel cycle of fast reactors in addition to uranium and plutonium of actinides (curium, americium, etc.) recovered during processing.

The next necessary condition will be a long-term controlled storage of radioactive waste, unclaimed at the initial stage after processing, in special near-surface storage facilities with heat removal by natural air convection. At the same time, the required shelf life should reach 300-400 years if all fission products, residual actinides and reactor-activated reactor structural elements are stored. If the cesium and strontium recovered during processing are stored in a separate fraction, the aging time before the disposal of the remaining waste will be significantly reduced. At the same time, at any time of controlled storage, strontium, cesium, and a

number of other elements - technetium, rare earth elements, etc., may be in demand for the national economy.

The long-term controlled aging of the waste before its final disposal in the near-surface air-cooled storage will ensure a balance between the equivalent activity of long-lived components of high-level waste and the activity of raw materials. Thus, in the conceptual design of a regional storage facility for long-term controlled storage of long-lived high-level radioactive waste, it is assumed that the preparation of portions of waste for loading into the storage (once in 20 years) in the form of blocks of vitrified individual nuclides will be carried out at a fuel processing plant.

The portion of actinides or fission products entering the storage will be premixed and will have the same heat release - this will facilitate the cooling of the vitrified waste units. Aged long-lived components of high-level waste will be finally packed with concentration of activity, which will reduce the volume of deep storage. The creation of such a repository will make it possible to reduce for a long time the intensity of the work to find and justify a deep geological repository and, at the same time, to reduce its volume approximately several times.

The dynamics of the time evolution of the most important radiation characteristics of high-level waste of various types, illustrating the expediency of preliminary aging, is presented in Table 1.1 (the composition of high-level waste depends on the technologies for processing irradiated nuclear fuel).

Table 1.1 - Dynamics of changes in time of energy release (W / kg) and potential biological hazard (Sv) of high-level waste

Type of waste	Time			
	3 years	30 years	100 years	200 years
Energy release of SNF of VVER fuel and some HLW, W / kg				
Spent fuel WPR	2,9	0,74	0,3	0,17
HLW with a residual amount of Pu 0.1%	2,7	0,54	0,11	0,019
HLW with a residual amount of U, Pu, Am, Cm 0.1%; Sr, Cs, Te, I 1%	1,6	0,011	0,0014	0,00035
Radionuclides:				
$^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$	0,434	0,228	0,043	0,004
$^{137}\text{Cs} + ^{137}\text{Ba}$	0,525	0,282	0,056	0,0055
^{135}Cs	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$
Potential biological hazard, Sv				
Spent nuclear fuel	$2,64 \cdot 10^5$	$1,25 \cdot 10^5$	$6,03 \cdot 10^4$	$3,84 \cdot 10^4$

Continuation of table 1.1

HLW with a residual amount of Pu 0.1%	$2,13 \cdot 10^5$	$7,18 \cdot 10^4$	$1,56 \cdot 10^4$	$3,4 \cdot 10^3$
HLW with a residual amount of U, Pu, Am, Cm 0.1%; Sr, Cs, Te, I 1%	$4,29 \cdot 10^4$	$1,33 \cdot 10^3$	$1,87 \cdot 10^2$	52

In accordance with the principle of radiation-migration equivalence, it is necessary to take into account the differences in the conditions of interference for waste and uranium, their mobility, sorption capacity, the ability of the matrices to fix radionuclides, etc., in order to correctly compare the various effects of the burial waste and the original natural uranium.

The sum of the ratios of the effective radiotoxicity of all nuclides in the waste to the effective radiotoxicity of natural uranium is called the index of effective radiotoxicity of the waste. If the index is less than one, it is assumed that the radiation impact of the waste will be less than that of the original natural component.

The index of effective radiotoxicity is a function of time that has passed since the disposal of radioactive waste. If the index exceeds unity at the time zero, it will decrease with time due to the decay of the nuclides, and after a certain time T will equal unity. This is the time to achieve radiation-migration equivalence of waste and uranium. Its value is important: if $T = 200-300$ years can be considered acceptable, since protection during such a time is easy to provide with engineering facilities, then at high T values it is problematic to ensure the safety of the burial. The radiation-migration equivalence of irradiated nuclear fuel without reprocessing is achieved over a much longer period of time, since the dominant nuclides in the fuel have a too long half-life, the pre-exposure of the fuel to the disposal for such a period is unrealistic.

In the parameter of local radiation-migration equivalence, the relative concentration appears, and there are no restrictions on the absolute concentration of nuclides, therefore the principle of local radiation-migration equivalence is supplemented with requirements for concentration and total activity of waste in comparison with the same characteristics of uranium deposits.

1.1.2 Balance of heat generation of waste and uranium

In the decay of natural uranium and buried nuclides, heat is proportional to the amount of uranium or waste. Heat release is the most important technological load in the underground insulation of waste. The thermal load significantly influences the quantitative characteristics and design features of the burial, worsens the strength and hydrogeological characteristics of the rock massif in the nearest burial zone. In addition, heat release can promote the acceleration of water exchange (due to geothermal rise of deep waters), and with it - migration of radionuclides.

The principle of radiation-migration equivalence may suggest, at the final stage, the disposal of radioactive waste to the same places from which uranium is taken, but not necessarily to the same mines from where the original uranium was taken, and to mines operating at the time of burial (in principle, it is possible to bury radioactive waste and into old mines). It is desirable that the radioactive waste to be disposed of is resistant to erosion and entrainment by groundwater no lower than the ore mined in the mine.

However, the recommendation to be buried in a uranium mine is not mandatory for the principle of radiation-migration equivalence. It can be treated more widely, as the radiation equivalence of activity taken from the earth's crust and placed there. It may be more preferable to dispose of aged radioactive waste in stable and indistinguishable geological formations, i.e. to take uranium ore from places where groundwater flows can be great and seismicity is great, and to bury radiation equivalent activity in dry and stable formations.

The idea of permissible levels of heat release of buried waste can be obtained by considering the option of disposal of waste in old uranium mining, that is, to the same places where uranium is taken (this would be the most ideal variant of waste disposal at the final stage). For example, the total amount of uranium in a conditional rich deposit is 300,000 tons per 1 km² (the maximum uranium content in the field is about 130,000 tons per square kilometer, but there is uneven distribution - and there

are areas with a 2-fold increase in this field the concentration of a hundred square meters) will allocate only 30 kW of heat. Based on such estimates, we can, in the first approximation, be guided by the permissible levels of heat release in the disposal of waste.

1.1.3 Principles of natural resource and analogy to natural deposits in determining locations, conditions, materials for disposal of waste

In addition to factors related to the presence of radionuclides in the waste, which can change the temperature field in the disposal of a greater role played by chemical, geological, geochemical factors that determine the long-term sustainability of the burial and the migration of radionuclides in vodoaktivnye horizons associated with drinking systems. And only simultaneous consideration of these factors with radiation and migration factors can ensure the natural safety of burial.

Chemical and electrochemical burial conditions (presence or absence of oxygen as the oxidant, pH - acidic, alkaline or neutral, the presence of reducing agents in the disposal environment, including a man-made barrier system, such as the metallic iron) is also determined dumping resistance. As manmade and natural protective barrier, not only mechanically protects against the penetration of water disposal and leaching nuclides, but also chemically by slowing the leaching and migration - a prerequisite of waste disposal.

Depth of burial, important not by itself, should ensure that the oxidizing and acidic media are not accessible to the burial from the weathering crust, from the surface of the earth. It is the oxidizing environment that causes deoxidation and migration of radionuclides of uranium deposits (on this basis, uranium is extracted by acidic underground leaching). In this connection, it will be necessary to take into account additional factors: for example, still few, but important, proofs of the behavior of man-made plutonium - so, in the presence of oxidizers (a significant concentration of nitrate salts), the mobility of this normally passive but extremely radiation-hazardous nuclide increases.

It should be noted that in the implementation of the principle of radiation-migration equivalence, due to a significant decrease in radioactivity, a significant change in the requirements for disposal, including for long-lived radionuclides, is possible. It is possible that under certain conditions it will be permissible to bury the remaining high level waste in the near-surface layers of the earth, for example, if at a depth below 100 m there is little fracturing, there are no oxidative conditions,

For each country, regardless of the scale of the nuclear power program, the problem of radioactive waste disposal is one of the most important. Due to the physical nature of radionuclides, the most complete and radical solution to this problem is possible only within the framework of the implementation of a closed nuclear fuel cycle in the development of large-scale multicomponent nuclear power, based on a rational combination of traditional methods of circulation and new technologies.

1.2 Review of calculated and experimental methods for determining SNF parameters

In conditions of growth of incomes of the population and increase in a share in expenses. It also becomes apparent that in order to avoid the more serious consequences of global warming, efforts will be needed to decarbonize our energy sources by about 2050. Against this background, renewed interest in nuclear energy (fission), as it can provide large volumes of supply, low-carbon energy, although the events in Fukushima have forced some countries to decide against new opportunities for reactors or to plan for a way out of the use of nuclear energy, and Germany and Japan are themselves obvious examples. However, in other countries, the growth in nuclear energy consumption is continuing, planned or serious, and it is expected that a new generation of light water reactors will provide new standards in the field of security and economy.

However, there remain questions about how to deal with used nuclear fuel of past, current and future generations of reactors. In fact, there are two options: either

to dispose of spent fuel after localization in a suitable form to the waste storage facility (an "open" or "through" fuel cycle option), or to separate the reusable components for recycling, utilizing only residual waste ("closed" fuel cycle). Many countries have implemented an open fuel cycle in which spent fuel must be stored and then immediately transferred to a geological disposal site after it is received. Despite the considerable progress that has been made in several countries, especially in Sweden and Finland, no country has yet discovered a geological facility for the disposal of spent fuel. No country has yet implemented a fully closed fuel cycle, as this requires the deployment of reactors on fast neutrons that can use the entire energy potential of uranium and plutonium. Partially "closed" or "double through" fuel cycles in which plutonium (and some uranium) is recycled as mixed oxide fuel for thermal reactors have been successfully implemented in varying degrees in several countries; first of all in France. Thus, the amount of spent fuel that is stored on a temporary basis, rather than disposed of or recycled, is growing. By simple estimates, if nothing else is done, by 2100, more than a million tons of spent fuel can be stored worldwide. In this context, several tens of thousands of tons of spent fuel can be stored at the geological disposal facility, and a typical processing plant on an industrial scale will have a throughput capacity of about 1,000 tons per year.

In view of the increasingly urgent need to expand the global supply of low-carbon energy and, consequently, the renewed interest in nuclear energy, there are also concerns about sustainability, including the security of uranium supplies in a "nuclear renaissance" environment, the safety of existing systems and the risks of proliferation throughout the civilian nuclear fuel cycle. In addition, there is growing awareness that the geological disposal space is likely to be a "scarce" resource, and fuel cycles that minimize the impact on a geological disposal facility can have significant advantages.

Against this background, the option of closing the nuclear fuel cycle through the introduction of fast-breeder IV generation systems is assessed by a number of national and international programs as a potential solution to these issues, which could be deployed around the middle of the 21st century.

To achieve the goal of a "fully" closed fuel cycle, where the energy potential of uranium and plutonium fuel is used in fast reactors, and plutonium stocks (and possibly also minor actinide stocks) stabilize or even decrease, actinide recycling will be required. It should be emphasized that even completely closed fuel cycles require an installation to remove high-level waste processing. However, closed cycles offer advantages in terms of reducing the area of the geological disposal site and the total radiotoxic service life of the material being removed (this requires the recycling of small actinides as well as plutonium, the so-called separation and transmutation scenario). Although these factors do not always favor the safety of the geological disposal site, except for scenarios with low probability (but serious consequences), such as human intrusion or geological changes, they can help in obtaining public recognition for the disposal of radioactive waste and the location of geological disposal sites.

Arguments against the closure of the fuel cycle include concerns about the safety and environmental effects of fuel reprocessing plants, increased short-term distribution risks from the plutonium stockpiles, the time scale of implementation and the capital costs of providing the necessary complex infrastructure. Substantial R & D is also needed to develop and demonstrate the technologies needed for the commercial fuel cycle of fast reactors.

Obviously, closed fuel cycles need the potential for processing and recycling to produce new types of nuclear fuel from used fuel. To date, in a number of countries using the PUREX process, processing is being carried out commercially. This makes it possible to obtain separate pure products from uranium and plutonium oxide using a hydrometallurgical process based on liquid-liquid extraction between the aqueous and organic phases. The PUREX process has been an extremely successful process to achieve these complex and potentially dangerous divisions, but it is still used in a form that has only slightly changed since its initial development in the 1950s, essentially as a technology for extracting plutonium from fuel with a low burnout rate for nuclear weapons programs. It is unlikely that this will be an acceptable option for deployment in the middle of the 21st century, when the

requirements for economics, waste management, environmental impact and non-proliferation will be much higher.

So the question arises: if we want to realize the advantages of nuclear energy and waste management within the closed fuel cycle, what technologies are there that can really be used for reprocessing and utilizing spent nuclear fuel by the end of the 21st century? Recognizing also that it may take 10-20 years for the design, construction and commissioning of new plants after the completion of the R & D stages.

Over time, the composition of the fuel in the operating reactor changes, which affects the criticality and all other neutron parameters of the reactor. Therefore, it is necessary to study the burnout of fuel accurately. This allows us to keep the reactor under control, accurately estimate the length of the cycle, calculate the amount of required chemical envelope.

Computer codes capable of simulating the history of irradiation are widely used, on the one hand, to understand the behavior of the current fuel rods of reactors under irradiation, especially when it comes to the high burnout option achievable in current nuclear concepts, mainly for economic reasons (increasing the cycle time). On the other hand, with regard to advanced nuclear concepts, such as fast IV reactors (and even some generation III reactors) that are not yet in use worldwide, computer simulation is the most widely used tool for modeling and evaluating their properties, including questions of reactivity, safety and waste management.

The test is performed experimentally or operatively by comparing the calculated and measured values. Passive non-destructive methods are used for this. Many burnup studies have been conducted on irradiated and spent fuel using the gamma scan method.

At present, in most cases, Monte Carlo codes are used to model complex systems, thanks to their ability to model a high level of heterogeneity. Although such calculations are very expensive, the computing power of current computer systems and the use of parallel algorithms make this task feasible. Therefore, a lot of modeling work on complex systems is carried out using MC codes. Most MK codes

give us the static behavior of the system, and then, connecting with the computer code ORIGEN 2.2, a time-dependent fuel composition is modeled. Studies have shown that this procedure can provide reliable information about the system.

1.2.1 WIMS-D/4 code

WIMS-D / 4 is a universal lattice code. It provides cell-averaged cross sections and other lattice parameters for calculations in general for spatial dependent reactors. In addition, it performs calculations for infinite and effective multiplication factors, the matrix of burnup and scattering of a homogenized cell, using typical grid data entered in the code. This code can be used for a wide range of reactors, including thermal and fast reactors. It allows the geometry of the rod or plate in conventional arrays or in a cluster. WIMS-D / 4 has a built-in cross-section library of 69 groups for most materials commonly used in thermal reactors. The structure of the energy group covers both thermal and fast energy ranges. The base library corresponds to 14 fast ($E_n > 9.11$ keV), 13 resonant (4 eV $< E_n < 9.11$ keV), and 42 thermal groups ($E_n < 4$ eV). The library is based on the United Kingdom's Nuclear Data Library (UNKDL). The user is offered a choice of exact solutions in many groups or fast calculations in several groups.

1.2.2 CITATION code

The CITATION code performs global core calculations using several group constants averaged over different regions with a small spectrum of groups. The code solves the neutron transport equations for the finite-difference representation of the diffusion theory in one, two and three dimensions in a wide range of geometries such as a plate, cylindrical, spherical, hexagonal, etc. The code calculates the effective multiplication factor and power distribution in the core. In addition, fuel burnup calculations and fuel management calculations for multi-cyclic analysis can be performed. The problems of the eigenvalues of the neutron flux are solved by a direct

iteration to determine the multiplication factor or nuclide densities for the critical system. It is also possible to calculate the condensed flow, and first-order results can be obtained. The code uses methods to determine the critical system. More than one set of microscopic cross-sections can be used in the system, and the behavior of nuclides can be observed in the inter-zone scale in the areas of burnout. The user is provided with flexible control over the calculation process, and also for editing the results. The simulation of the active zone in the CITATION code is based on (r, q, z) the cylindrical coordinate system. A full model of the core is created in the calculation. The model consists of various core elements including reactor fuel, a non-fuel reactor fuel zone, an upper chamber, an upper lining without beryllium pads, a control rod, a control rod guide tube, lower and annular beryllium reflectors, reactivity regulators, internal and external irradiation sites, As well as water above and below the core.

1.2.3 EVOLCODE 2.0

EVOLCODE 2.0 is a combined evolution and burnout simulation code designed to describe the evolution of the burnout of both critical and subcritical reactors operating in any mode of the neutron spectrum. The code is capable of evaluating a large variety of nuclear reactor parameters, in particular, isotopic evolution of fuel composition in a nuclear reactor.

Combustion problems are solved by EVOLCODE 2.0 using the time interval method consisting in the sequential calculation of the first neutron flux for fixed material densities at a given time, and then when these densities are depleted using the hypothesis of a constant neutron flux. Given that the validity of the hypotheses of constant properties is limited during irradiation, several calculations are needed to

analyze the entire irradiation time. Each iteration corresponding to the period of partial irradiation is called the EVOLCODE cycle.

The EVOLCODE 2.0 simulation system was developed at CIEMAT to provide computer code capable of simulating current and future reactors in any range of operations and to calculate the detailed spatial distribution and temporal evolution of the isotopic composition of fuel and activated materials. In particular, it was possible to simulate isotope evolution in fuel for nuclear systems with very diverse characteristics and achieve long-lasting fuel burnups. For these reasons, the current version of the EVOLCODE system is based on the MCNPX code for modeling neutron transport and the ORIGEN code for burnout calculations. Any version of these codes can be implemented in EVOLCODE 2.0. Alternatively, the user is able to use the MCNP5 code for transport and the ACAB code for burn-up instead of the base codes to get additional features.

This code has been tested (mainly for fast neutron systems) so far thanks to the participation in international benchmarks of codes. However, an experimental data set has recently become available for light water reactors with pressurized water. This experiment, an isotopic correlation experiment, was designed to measure some of the actinides and fission products formed after burnout.

1.2.4 SCALE

The SCALE system is a widely used simulation and simulation kit for nuclear safety analysis and design that is developed, maintained, tested and managed by the Oak Ridge National Reactors and Nuclear Systems Division. SCALE is a comprehensive, tested and verified, handy tool for calculating criticality safety, reactor and lattice physics, radiation protection, spent fuel and radioactive source characteristics, and sensitivity and uncertainty analysis. Since 1980, regulatory bodies, licensees and research institutions around the world have used SCALE to analyze and design security. SCALE provides an integrated infrastructure with dozens of compute modules, including three deterministic and three radiation transfer solutions in Monte Carlo, which are selected based on the desired solution. SCALE

includes current nuclear data libraries and, depending on the tasks, the means for processing single-group and multigroup neutrons and related neutron-gamma calculations, as well as calculations of activation, burnout, and decay. SCALE includes unique opportunities for automatic dispersion reduction for screening calculations, as well as sensitivity and uncertainty analysis. SCALE graphical user interfaces help in the accurate system modeling, visualization of nuclear data and convenient access to the desired results.

1.2.5 Serpent

Serpent is a multi-purpose three-dimensional continuous energy transfer code for Monte Carlo particles developed at the Technical Research Center VTT in Finland. Development started in 2004, and this code was publicly distributed by the OECD / NEA Data Bank and RSICC since 2009. Serpent initially worked as a simplified physics code for reactors, but the capabilities of the current version of Serpent 2 development are beyond the scope of the reactor simulation. Applications can be divided into three categories:

- traditional applications of reactor physics, including spatial homogenization, criticality calculations, fuel cycle studies, simulation of research reactors, verification of deterministic transport codes, etc .;
- multi-physical simulations, i.e. calculations related to thermal hydraulics and fuel efficiency codes;
- simulation of neutron and photon transport for calculation of radiation dose rate, screening, thermonuclear fusion research and medical physics.

1.2.6 ORIGEN

ORIGEN 2.2 is a pinpoint burnup and decay code developed by the Oak Ridge National Laboratory. ORIGEN2.2 calculates the rate of change over time of

the amount of nuclide "i" as a result of transmutation and decay using an inhomogeneous ordinary first-order differential equation.

However, this is a nonlinear equation, since the neutron flux varies with time due to a change in the nuclide concentration. Therefore, the calculation time is divided into sufficiently small intervals and the flux with cross sections, calculated at each interval, are considered constant during this interval. Thus, it is transformed into a linear differential equation and solved by a matrix exponential method.

ORIGEN2.2 requires a list, time interval, power or flow, and a single-group section. The power distribution, flow and single-section cross-section are calculated using OpenMC. Then, the interface code updates the ORIGEN2.2 library, connecting the generated single-section sections, and also enters the ORIGEN2.2, by combining, the list, the time interval, the stream or power information, etc. The ORIGEN2.2 code is run for each recordable cell, the burned material list is extracted from the ORIGEN2.2 output file and a new OpenMC input file is created for subsequent execution.

The ORIGEN2.2 code is equipped with certain pre-generated libraries that can be used for inventory analysis. The problem with these libraries is that they are based on old data, that is, ENDF / B-IV and ENDF / B-V. Secondly, there are no previously created libraries for new and innovative reactors. Combination with a transport code-based code, such as MCNP or OpenMC, allows the generation of a neutron spectrum and, consequently, a single-group cross section of the isotopes of interest. This spectrum / single-group cross sections are then used to update the ORIGEN2.2 library for the reactor in question. This gives greater flexibility in the use of such a tool for a reactor of any type.

1.2.7 MCNP

The Monte-Carlo Multiparticle Transport Code (MCNP) is a software package for modeling nuclear processes. It was developed by the National Laboratory of Los Alamos from at least 1957 with several further major improvements. It is

distributed in the United States by the Information Computing Center for Radiation Safety in Oak Ridge, internationally by the Agency for Nuclear Energy in Paris, France. It is used mainly for modeling nuclear processes, such as fission, but has the ability to simulate the interaction of particles with neutrons, photons and electrons among other particles. Specific applications include, but are not limited to, radiation protection and dosimetry, radiation protection, radiography, medical physics, criticality nuclear safety, detector design and analysis, design of accelerator targets, fission and fusion reactor design, decontamination and decommissioning.

1.2.8 MCU

MCU (Monte Carlo Universal) is a project for the development and practical use of universal computer code for modeling the transport of particles (neutrons, photons, electrons, positrons) in three-dimensional systems using the Monte Carlo method. The project began in 1982 at the Kurchatov Institute. The founder of the project was L.V. Mayorov. The package is used to compile different versions of MCU-5 family codes. In addition to the modules required for Monte Carlo calculations, the MCU-5 includes modules for burn-out and thermal analysis. The MCU-5 software package is a continuation of the MCU-4, the development of which was completed in 2006. Since then, the software package has been largely rewritten and many important features and improvements have been included: dynamic memory, parallel calculation, translation from Fortran-77 standard to Fortran-90/95, update of nuclear data, new modules (photon and electron- positron transport, uncertainty analysis, feedback), existing modules have been rewritten and expanded, etc. All these functions allow modeling the transport of particles in such as a three-dimensional reactor body with detailed power distribution.

Приложение Б
(обязательное)

Перв. примен.	ФЮРА.14.04.02.274																																							
Справ. №	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin-bottom: 10px;"> <p><i>Ввод первоначальных данных:</i></p> <ul style="list-style-type: none"> -состав топлива -время облучения -плотность потока нейтронов </div> <div style="text-align: center; margin-bottom: 10px;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin-bottom: 10px;"> <p><i>Выбор базы данных ядерных констант</i></p> </div> <div style="text-align: center; margin-bottom: 10px;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin-bottom: 10px;"> <p><i>Ввод списка актинидов для расчета</i></p> </div> <div style="text-align: center; margin-bottom: 10px;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin-bottom: 10px;"> <p><i>Расчет концентраций актинидов</i></p> </div> <div style="text-align: center; margin-bottom: 10px;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p><i>Вывод полученных данных</i></p> </div>																																							
Подп. и дата						ФЮРА.14.04.02.274																																		
Инв. № дубл.						<p>Приложение Б</p> <p>Блок-схема</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 15%; text-align: center;">Лит.</td> <td style="width: 15%; text-align: center;">Масса</td> <td style="width: 15%; text-align: center;">Масштаб</td> <td colspan="3"></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">У</td> <td></td> <td style="text-align: center;">1:1</td> <td colspan="3"></td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">Лист</td> <td colspan="4" style="text-align: center;">Листов</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">ТПУ</td> <td colspan="4" style="text-align: center;">ИЯТШ</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">группа</td> <td colspan="4" style="text-align: center;">ОАМБВ</td> </tr> </table>					Лит.	Масса	Масштаб				У		1:1				Лист		Листов				ТПУ		ИЯТШ				группа		ОАМБВ			
Лит.	Масса	Масштаб																																						
У		1:1																																						
Лист		Листов																																						
ТПУ		ИЯТШ																																						
группа		ОАМБВ																																						
Взам. инв. №																																								
Подп. и дата																																								
Инв. № подл.																																								
Изм.																																								
Лист																																								
№ докум.																																								
Подп.																																								
Дата																																								
Разраб.																																								
Проб.																																								
Т.контр.																																								
Н.контр.																																								
Утв.																																								

Копировал

Формат А4