

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

Школа: Инженерная школа ядерных технологий

Направление подготовки: 14.04.02 Ядерная физика и технологии

Отделение школы (НОЦ): Отделение ядерно-топливного цикла

МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ

Тема работы
Изотопный состав и радиационные характеристики отработавшего топливного блока ВТГР

УДК 621.039.76:539.1.074:621.039.548

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6В	Луцик Игорь Олегович		

Руководители

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Начальник лаборатории ИЯРФ РФЯЦ-ВНИИЭФ	Панченко А.Н.			
Доцент ОЯТЦ ИЯТШ	Беденко С.В.	к.ф.-м.н.		

КОНСУЛЬТАНТЫ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Начальник ПЭГ ИЯРФ РФЯЦ-ВНИИЭФ	Масленникова О.С.			

По разделу «Социальная ответственность»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Начальник отдела охраны труда ИЯРФ РФЯЦ-ВНИИЭФ	Сизонов С.В.			

ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:

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

Томск – 2018 г.

Планируемые результаты обучения

Код результата	Результат обучения (выпускник должен быть готов)
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.
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»**

Школа: Инженерная школа ядерных технологий
 Направление подготовки: 14.04.02 Ядерная физика и технологии
 Отделение школы (НОЦ): Отделение ядерно-топливного цикла

УТВЕРЖДАЮ:
 Руководитель ООП
 _____ 12.03.2018 Кузнецов М.С.
 (Подпись) (Дата) (Ф.И.О.)

**ЗАДАНИЕ
 на выполнение выпускной квалификационной работы**

В форме:

Магистерской диссертации

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

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ6В	Луцику Игорю Олеговичу

Тема работы:

Изотопный состав и радиационные характеристики отработавшего топливного блока ВТГР
--

Утверждена приказом директора (дата, номер)	№2009/с от 22.03.2018 г.
---	--------------------------

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

ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:

<p>Исходные данные к работе</p> <p><i>(наименование объекта исследования или проектирования; производительность или нагрузка; режим работы (непрерывный, периодический, циклический и т. д.); вид сырья или материал изделия; требования к продукту, изделию или процессу; особые требования к особенностям функционирования (эксплуатации) объекта или изделия в плане безопасности эксплуатации, влияния на окружающую среду, энергозатратам; экономический анализ и т. д.).</i></p>	<p>Объектом исследования является отработавший топливный блок реакторной установки ВГТРУ. Блок конструктивно выполнен в форме правильной шестигранной графитовой призмы с 76-ю отверстиями для топливных компактов и 7-ю отверстиями для теплоносителя. Высота блока составляет 80 см, а «размер под ключ» – 20 см. Ядерное горючее: диспергированные в графитовую матрицу частицы ВISO с ядром (Th-Pu)O₂. Процентное содержание изотопов Pu в смеси тяжелых металлов – 50 %.</p> <p>Пакеты программ для расчета переноса излучения и кинетики изотопного состава ядерного топлива: MCU5, SCALE 6.12, PHITS 2.88.</p> <p>Константное обеспечение: ENDF/B-VII.0, ACE/MCU, BURN5.</p>
---	--

<p>Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов</p> <p><i>(аналитический обзор по литературным источникам с целью выяснения достижений мировой науки техники в рассматриваемой области; постановка задачи исследования, проектирования, конструирования; содержание процедуры исследования, проектирования, конструирования; обсуждение результатов выполненной работы; наименование дополнительных разделов, подлежащих разработке; заключение по работе).</i></p>	<p>Введение: цель работы, область применения и значимость рассматриваемой проблемы;</p> <ul style="list-style-type: none"> – выполнение литературного обзора по тематике НИР; – расчет изотопного состава отработавшего ядерного топлива ВГТРУ; – расчет параметров источника гамма- и нейтронного излучения в ОЯТ; – расчет переноса излучения и радиационных характеристик гамма-, нейтронных полей в топливном блоке; – анализ полученных результатов и сравнение характеристик ОЯТ ВГТРУ и ВВЭР-1000; – заключение о выполненной работе.
<p>Перечень графического материала</p> <p><i>(с точным указанием обязательных чертежей)</i></p>	<p>Презентация Чертеж модели топливного блока ВГТРУ</p>

Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы	
Раздел	Консультант
Литературный обзор, проведение численного эксперимента и анализ полученных результатов	Беденко С.В., Дроздов И.Ю., Панченко А.Н.
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Масленникова О.С.
Социальная ответственность	Сизонов С.В.
Иностранный язык	Смирнова У.А.
Названия разделов, которые должны быть написаны на русском и иностранном языках:	
Isotopic composition and radiation characteristics of HTGR spent fuel block	

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 ИЯТШ	Беденко С.В.			12.03.2018

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6В	Луцик Игорь Олегович		12.03.2018

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

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ6В	Луцику Игорю Олеговичу

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. <i>Стоимость ресурсов научного исследования (НИ): материально-технических, энергетических, финансовых, информационных и человеческих</i>	Работа с информацией, представленной в российских и иностранных научных публикациях, аналитических материалах, статистических бюллетенях и изданиях, нормативно-правовых документах
2. <i>Нормы и нормативы расходования ресурсов</i>	
3. <i>Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования</i>	

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. <i>Оценка коммерческого и инновационного потенциала НТИ</i>	Оценочная карта конкурентных технических решений
2. <i>Планирование процесса управления НТИ: структура и график проведения, бюджет, риски и организация закупок</i>	Иерархическая структура работ SWOT-анализ. Календарный план-график реализации проекта
3. <i>Определение ресурсной, финансовой, экономической эффективности</i>	Определение ресурсоэффективности проекта

Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей):

1. «Портрет» потребителя результатов НТИ
2. Сегментирование рынка
3. Оценка конкурентоспособности технических решений
4. Матрица SWOT
5. График проведения и бюджет НТИ
6. Оценка ресурсной, финансовой и экономической эффективности НТИ
7. Потенциальные риски

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

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Начальник ПЭГ ИЯРФ РФЯЦ-ВНИИЭФ	Масленникова О.С.			12.03.2018

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6В	Луцик Игорь Олегович		12.03.2018

ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА «СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»

Студенту:

Группа 0АМ6В	ФИО Луцику Игорю Олеговичу
-----------------	-------------------------------

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, технологического процесса, механического оборудования) на предмет возникновения:	<ul style="list-style-type: none"> – вредных проявлений факторов производственной среды – (микроклимат, освещение, шумы, вибрации, электромагнитные поля, ионизирующее излучение); – опасных проявлений факторов производственной среды (электрической, пожарной и взрывной природы).
2. Перечень законодательных и нормативных документов по теме	<ul style="list-style-type: none"> – электробезопасность; – пожаровзрывобезопасность; – требования охраны труда при работе на ПЭВМ.

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:	<ul style="list-style-type: none"> – действие фактора на организм человека; – приведение допустимых норм с необходимой размерностью (со ссылкой на соответствующий нормативно-технический документ); – предлагаемые средства защиты (коллективные и индивидуальные).
2. Анализ выявленных опасных факторов проектируемой произведённой среды в следующей последовательности	<ul style="list-style-type: none"> – 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
Начальник отдела охраны труда ИЯРФ РФЯЦ-ВНИИЭФ	Сизонов С.В.			12.03.2018

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6В	Луцик Игорь Олегович		12.03.2018

Реферат

Выпускная квалификационная работа 102 с., 28 рис., 27 табл., 34 источника, 2 прил.

Ключевые слова: высокотемпературная реакторная установка, торий-плутониевое ядерное топливо, облученное ядерное топливо, радиационные характеристики, перенос излучения.

Объектом исследования является отработавший топливный блок высокотемпературной реакторной установки ВГТРУ.

Цель работы – выполнить расчетную оценку интенсивности, спектра и функционалов потока нейтронов и γ -квантов в отработавшем топливном блоке ВГТРУ.

В ходе настоящих исследований создана расчетная модель эквивалентной ячейки ВГТРУ, а также трехмерная модель топливного блока для определения радиационных характеристик ОЯТ ВГТРУ. В численных экспериментах выполнен расчет изотопного состава ОЯТ топливного блока ВГТРУ. Проведена расчетная оценка функционалов необходимых для разработки процедур и регламентов обращения с ОЯТ в ЯТЦ нового поколения.

В результате исследований рассчитан изотопный состав, параметры источников излучения и радиационные характеристики ОЯТ ОТБ ВГТРУ.

Основные конструктивные и технологические характеристики: тепловая мощность реакторной установки составляет 60 МВт, активная зона набирается из блоков унифицированной конструкции. Топливо представляет собой диспергированные в графитовой матрице микротвэлы типа BISO с ядром $(\text{Th-Pu})\text{O}_2$, процентное содержание Pu – 50 %. Реактор работает в сверхдлинной кампании, глубина выгорания ядерного топлива составляет $Z \approx 400$ ГВт·сут/(тонну ТМ).

Область применения: региональная атомная энергетика, электро- и теплоснабжение удаленных районов, производство водорода, конструкторские бюро.

Определения, обозначения и сокращения

В данной работе использовались следующие определения:

выгорание ядерного топлива: снижение концентрации любого нуклида в ядерном топливе, вследствие ядерных превращений этого нуклида при работе реактора;

глубина выгорания ядерного топлива: физическая величина, характеризующая количество энергии, выделенной в процессе эксплуатации ядерного топлива, на единицу массы тяжелых атомов в свежем топливе;

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;

тонна тяжелого металла: сумма масс изотопов в составе ядерного топлива, содержащих 90 или более протонов, равная одной тонне;

ядерный реактор: устройство, предназначенное для организации, управляемой самоподдерживающейся цепной реакции деления, сопровождаемой выделением энергии;

В данной работе использовались следующие сокращения:

АЗ – активная зона;

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор;

ВГТРУ – высокотемпературная газоохлаждаемая ториевая реакторная установка;

ГПД – газообразные продукты деления;

ДЯТ – дисперсионное ядерное топливо;

ЗЯТЦ – закрытый ядерный топливный цикл;

КПД – коэффициент полезного действия;

ЛВР – легководный реактор;

ММК – метод Монте-Карло;

МОХ – смешанное оксидное ядерное топливо;

МТ – микротвэл;

НТИ – научно-техническое исследование;

ОТБ – отработавший топливный блок;

ОЯТ – отработавшее ядерное топливо;

ПД – продукты деления;

ПП – пакет программ;

ПС – программное средство;

ПЭВМ – персональная электронная вычислительная машина;

РУ – реакторная установка;

ТБ – топливный блок;

ТВС – тепловыделяющая сборка;

ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент;

ТМ – тяжелый металл;

ТН – теплоноситель;

ТТ – топливная таблетка;

ТТМ – тонна тяжелого металла;

ЯР – ядерный реактор;

ЯТ – ядерное топливо;

ЯТЦ – ядерный топливный цикл;

ЯЭУ – ядерная энергетическая установка.

Содержание

Введение.....	13
1 Литературный обзор	17
1.1 Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы	17
1.2 Дисперсионное ядерное топливо.....	20
1.2.1 Микротвэлы ВТГР	21
1.3 Ядерно-физические особенности топлива на основе тория	24
1.4 Состав облученного ядерного топлива	26
1.5 Методы и программы расчета переноса излучения	28
1.5.1 Инженерные и детерминистические методы	30
1.5.2 Метод статистических испытаний (Монте-Карло).....	31
1.5.3 Функционалы в методе Монте-Карло.....	34
1.5.4 Расчет изотопного состава ОЯТ	38
2 Расчет изотопного состава и радиационных характеристик отработавшего топливного блока ВГТРУ	41
2.1 Объект исследования	42
2.2 Изотопный состав отработавшего ядерного топлива ВГТРУ	45
2.3 Характеристики источников нейтронов-	50
2.3.2 Источник (α ,n)-нейтронов.....	50
2.3.2.1 Расчет выхода и энергетического спектра нейтронов.....	50
2.3.1 Источник нейтронов спонтанного и вынужденного деления	53
2.4 Расчет радиационных характеристик ОТБ.....	55
2.4.1 Результат расчета радиационных полей	61
2.4.2 Сравнение радиационных характеристик ОЯТ ВГТРУ и ВВЭР.....	64

3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение.....	67
3.1 Потенциальные потребители результатов исследования	67
3.1.1 Анализ конкурентных технических решений	68
3.1.2 SWOT-анализ.....	72
3.2 Планирование управления научно-техническим проектом.....	74
3.2.1 Иерархическая структура работ проекта	74
3.2.2 Контрольные события проекта	75
3.2.3 План проекта.....	75
3.3 Бюджет научного исследования	77
3.3.1 Расчёт материальных затрат	78
3.3.2 Основная заработная плата исполнителей темы	80
3.3.3 Дополнительная заработная плата исполнителей темы.....	82
3.3.4 Отчисления во внебюджетные фонды	83
3.3.5 Накладные расходы.....	83
3.3.6 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта.....	84
3.4 Организационная структура проекта	85
3.5 Матрица ответственности	85
3.6 Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования.....	87
4 Социальная ответственность.....	91
4.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов.....	91
4.2 Мероприятия по снижению вредного воздействия внешних факторов производственной среды	93
4.2.1 Организационные мероприятия.....	93
4.2.2 Технические мероприятия.....	93

4.2.3 Условия безопасной работы.....	95
4.3 Электробезопасность	98
4.4 Пожарная и взрывная безопасность	99
Заключение	102
Список публикаций студента.....	105
Список использованных источников	109
Приложение А	113
Приложение Б	114

Введение

В современном развивающемся мире с каждым годом все больше возрастают потребности в энергетических ресурсах. Ограниченность ресурсов полезных ископаемых определяет необходимость наиболее эффективного использования сырья, что в наибольшей степени относится к сырьевому обеспечению электрогенерирующих систем. Помимо этого, растет необходимость разработки месторождений в удаленных и труднодоступных районах земного шара. В ближайшем будущем в решении этих проблем самым эффективным средством могут стать ядерно-энергетические технологии.

Ядерная энергетика занимает значимую долю в энергообеспечении всех развитых стран. Уникальные особенности АЭС позволяют говорить о генерации электроэнергии и тепла на них как о самом «чистом» и эффективном способе получения электроэнергии. Наибольшее распространение в мире получили реакторы на тепловых нейтронах, использующие легкую воду в качестве теплоносителя, так называемые – легководные реакторы. Такие реакторы, в подавляющем большинстве, используют в качестве топлива уран, технология получения и обработки которого является хорошо отработанной.

В процессе работы ядерного реактора, топливо находится в жестких радиационных полях, что приводит к образованию к большому количеству минорных актиноидов (Am, Cm, Cf), это обстоятельство значительно затрудняет работу с ОЯТ. В различных российских и зарубежных научных трудах неоднократно показано, что ядерное топливо, в котором в качестве воспроизводящего (сырьевого) нуклида используется ^{232}Th имеет ряд существенных преимуществ над урановым топливом (воспроизводящий нуклид – ^{238}U), одним из которых является меньшая удельная активность ОЯТ. Однако, несмотря на то, что разработка и исследование ториевого ядерного-топливного цикла в России осуществляется уже довольно продолжительное время – технически и экономически данное направление не получило должного развития, так как требует большого количества инвестиций.

Тем не менее, необходимость в разрабатываемых технологиях может появиться уже в ближайшее время, так как темп расходования уранового сырья непрерывно растет в связи со строительством новых АЭС. Дальнейшая разработка и исследование ториевого ЯТЦ позволит финансово и экономически обозначить преимущества топлива на основе тория, и тем самым привлечь новые инвестиции.

Сегодня во многих странах мира принимаются новые программы развития ядерной энергетики. В России принята федерально-целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010-2015 гг. и на перспективу до 2020 г.». В основе этой программы лежит новая технологическая платформа – замкнутый ядерный топливный цикл (ЯТЦ) и реакторы на быстрых нейтронах. Под новую технологическую платформу попадают исследования, направленные на разработку ядерных технологий, способных обеспечить полное вовлечение в топливный цикл природного урана и тория. В первую очередь, это технологии замкнутого ЯТЦ и реакторов на быстрых нейтронах (реакторы типа БН-600, 800, 1200), а также инновационные проекты перспективных типов реакторных установок и ядерных энергетических установок (ЯЭУ) малой мощности (10-100 МВт). В последние годы был представлен целый спектр разработок в сфере маломощных ЯЭУ. Наиболее проработанными проектами являются малый модульный реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением, созданный японской компанией Toshiba, и конструкция ARC-100, продвигаемая на рынок американской компанией Advanced Reactor Concepts.

В России к достаточно проработанным и оформленным концепциям быстрых реакторов, по мощности попадающих под категорию маломощных ЯЭУ, относится опытно-демонстрационный блок БРЕСТ-300-ОД, планируемый к пуску на ОАО «Сибирский химический комбинат» к 2020 г., который станет новым звеном перспективной модели замкнутого ЯТЦ в России [1].

Другим направлением развития в малой модульной нише являются высокотемпературные и сверхвысокотемпературные ЯЭУ. По этому направлению был представлен целый ряд дизайнов и детально проработанных

проектов с температурами в примерном диапазоне от 900 до 1200 °С, из которых наиболее перспективными являются высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР). Технология ВТГР благодаря уникальным свойствам в части безопасности и экологичности может обеспечить комплексное энергоснабжение электричеством и теплом, в том числе решить актуальную проблему экономически эффективного производства водорода. Очевидно, что маломощные ЯЭУ не являются оригинальной идеей, однако проекты по созданию на их основе реакторных установок с торийсодержащим топливом являются перспективным направлением в ядерной энергетике. Кроме того, для России рынок ториевых ЯЭУ малой мощности может стать потенциально благоприятным и приоритетным в региональной энергетике.

ВТГР обладают рядом преимуществ над ЛВР, наиболее значимыми являются: достижение значительно больших глубин выгорания ядерного топлива, получение высоких значений КПД энергоблока с ВТГР (до 55 %), генерация высокопотенциального тепла, которое может быть эффективно использовано в ряде химических производств и т.д. Достижение больших глубин выгорания – одна из важнейших проблем в ядерной энергетике на данный момент. Повышение глубины выгорания за счет более эффективного и полного сжигания ядерного топлива позволяет увеличить длину кампании ядерного топлива и ядерного реактора. Однако, при работе с ОЯТ с большой глубиной выгорания возникает ряд проблем, связанных с проектированием хранилищ и контейнеров для него, так как данное ОЯТ содержит в себе гораздо большее количество продуктов деления и минорных актиноидов.

Целью данной работы является определение изотопного состава и радиационных характеристик отработавшего топливного блока высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой реакторной установки ВГТРУ. **Основные задачи работы:** расчет кинетики изотопного состава ОЯТ ВГТРУ в процессе работы реактора, определение характеристик источников гамма- и нейтронного излучений, расчет функционалов гамма-нейтронных полей в топливном блоке и на его поверхности.

Предполагаемый подход к решению задач: расчет кинетики изотопного состава и переноса излучения в прецизионных программных средствах на основе метода статических испытаний (метод Монте-Карло) с использованием библиотек оцененных ядерных данных.

Практическая значимость работы: результаты, полученные в данной работе, будут использованы для разработки процедур и регламентов обращения с ОЯТ в ЯТЦ нового поколения, в частности – для проектирования систем хранения и транспортных упаковочных комплектов для ОЯТ. Методика расчета и модель, разработанные в рамках работы, могут быть использованы для дальнейших ядерно-физических исследований ВГТРУ, связанных с изучением новых видов ядерного топлива и оптимизацией активной зоны.

1 Литературный обзор

1.1 Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы

Рост промышленного производства практически во всех странах мира приводит к потреблению во всё возрастающих масштабах органического топлива: нефти, природного газа, угля. Основными потребителями органического топлива являются промышленность, транспорт и электроэнергетика. При существующих темпах его потребления разведанных запасов хватит не более чем на несколько столетий, поэтому необходимо искать альтернативные источники экологически чистой энергии.

Прогнозы международной комиссии по изменению климата указывают на то, что к 2050 году потребности в первичной энергии могут возрасти вдвое. Основной причиной этого является рост экономики развивающихся стран и соответственно увеличение установленных мощностей атомных станций в этих странах.

Наиболее рациональным способом обеспечения возрастающих потребностей в энергии может стать преобразование ядерной энергии в электричество, углеводородное топливо и водород как наиболее эффективные и универсальные энергоносители.

С этой точки зрения наибольший интерес представляют высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы, которые позволяют вырабатывать не только электроэнергию, но и высокопотенциальное тепло с температурой, близкой к 1000 °С, которое можно использовать в технологических процессах во многих отраслях промышленности.

Области применения ВТГР:

– снабжение теплом технологических производств в различных энергоёмких отраслях промышленности. Переход к экологически чистой водородной энергетике и «водородной экономике» [2, 3]. Атомно-водородная концепция на базе ВТГР эффективнее других технологий решит задачи крупномасштабного производства пресной воды. Исключительные свойства

водорода обеспечивают ему широкую перспективу применения в различных областях энергетики, на транспорте и в промышленности:

- высокоэффективное производство электроэнергии – объединение ВТГР с газотурбинным или паротурбинным циклом сверхкритических параметров с температурой пара до 600 °С. КПД производства электроэнергии до 50 % для потребителей малой и средней мощности;

- совместная выработка электро- и теплогенерации. Широкий диапазон возможностей генерирования и утилизации энергии приближают коэффициент использования тепла ВТГР к 100 %.

Безопасность и достижение высоких температур на выходе из реактора реализуются за счет использования:

- инертного, неактивируемого гелиевого теплоносителя;
- топлива на основе сферических микрочастиц с многослойными термо- и радиационно-стойкими покрытиями, которые надежно удерживают продукты деления во всех режимах работы, включая аварийные;
- отрицательных обратных связей по температуре топлива и мощности;
- термостойких конструкционных материалов активной зоны и отражателей на основе графита.

Гибкий топливный цикл технологии ВТГР позволяет использовать топливо на основе урана, плутония, тория, включая МОХ без изменения конструкции активной зоны и обеспечивать его глубокое выгорание. Глубокое выгорание исключает возможность использования начинки ТВЭЛ в военных целях.

Учитывая изложенные выше факторы, во многих странах мира в последние десятилетия начато или возобновляется проектирование и строительство модульных ВТГР малой и средней мощности. Обращает на себя внимание тот факт, что наряду с Россией, ФРГ, США, Францией, Японией – странах с традиционно развитой ядерной энергетикой, наиболее ускоренными темпами ВТГР разрабатываются в Юго-Восточной Азии (Южная Корея, Китай, Индия), а

также в Южно-Африканской Республике (ЮАР). Япония в 1998 и Китай в 2003 г. пустили в эксплуатацию экспериментальные реакторы соответственно HTTR и HTR-10 [4], на которых исследуется их применение для получения высокопотенциального тепла, теплоснабжения промышленности, производства электроэнергии в газотурбинном цикле, коммерческого использования. Температура гелия на выходе из HTTR достигла 950 °С. Работы по проектам установок с ВТГР ведутся во Франции и Нидерландах.

В таблице 1.1 приведены инновационные проекты реакторов ВТГР малой и средней мощности.

Таблица 1.1 – Инновационные проекты ВТГР

Страна разработчик	Название установки	Тип активной зоны	Мощность тепл./эл., МВт	Назначение
Южная Африка	PBMR	Насыпная	400/165	Многоцелевое
США и Россия	GT-MHR	Призматическая	600/287	Многоцелевое
Япония	GTHTTR-300	Призматическая	600/274	Многоцелевое
Китай	HTR-PM	Насыпная	380/160	Производство электроэнергии
Япония	FAPIG-HTGR	Насыпная	220/100	Многоцелевое
Нидерланды	ACASIA	Насыпная	60/23	Производство электроэнергии или многоцелевое использование

Выполненные к настоящему времени в РФ работы в обоснование безопасности подтверждают возможность удовлетворения модульными ВТГР требований к реакторным установкам нового поколения. Особенности реактора, обусловленные внутренне присущими свойствами безопасности и конструктивными характеристиками, исключают возможность тяжелого

повреждения и расплавления активной зоны при всех возможных аварийных ситуациях, включая разгерметизацию первого контура без восполнения потери теплоносителя.

1.2 Дисперсионное ядерное топливо

Вид топлива, в котором микрочастицы делящегося материала распределены по объему неделящегося материала (матрицы), называется дисперсионным топливом. Делящийся материал внедряется в виде мелких частиц из металлических сплавов, интерметаллических соединений или соединений урана и плутония. В качестве элементов матрицы могут использоваться металлы, сплавы, интерметаллиды, а также неметаллы, например, графит. Преимуществом дисперсионного топлива является высокая радиационная стойкость вследствие способности удерживать продукты деления в самом топливе, небольшими не перекрывающимися друг друга областями зон радиационных повреждений. Зоны радиационного повреждения матрицы не должны перекрываться между собой, благодаря чему продукты деления оказываются разобщенными. Это препятствует образованию газообразных продуктов деления и выход продуктов деления из топлива.

Делящийся материал входит в неделящуюся матрицу в виде некоторых частиц, как правило, сферических с размерами от 10 до 1000 мкм. В микроскопическом масштабе сферическая частица представляет собой самостоятельный ТВЭЛ. Делящаяся фаза является местом, где происходит реакция деления. Там регистрируется самое сильное излучение (и температура), поэтому эту фазу подбирают таким образом, чтобы температура плавления была максимально высокой, а прочность к тепловым и механическим нагрузкам как можно более высокой. В то же время требуется низкая пористость и высокая концентрация делящегося материала (поэтому используют обогащенное топливо) [5].

Дисперсионный тепловыделяющий элемент обладает прочностью керамического топлива, теплопроводностью и пластичностью материала матрицы, уникальными ядерно-физическими и противокоррозионными свойствами. Деление и сопутствующие им повреждения в делящемся материале сосредотачиваются почти полностью в топливной частице, окруженной матрицей. Однако часть матрицы, соприкасающаяся с ядерным топливом, подвержена действию продуктов деления.

У дисперсионных твэлов при хорошей теплопроводности матрицы, обеспечивающей надежный тепловой контакт между ядерным топливом и оболочкой, существенно снижается температура в центре таблетки. Снижение градиента температур позволяет успешнее эксплуатировать твэлы в маневренных режимах, сделать их более безопасными в аварийных ситуациях, а в случае разгерметизации твэла снизить степень загрязнения теплоносителя, поскольку он будет контактировать с ядерным топливом только в месте дефекта.

К недостаткам ДЯТ относят высокую стоимость изготовления, обусловленную необходимостью использования урана с большим обогащением (до 96 % ^{235}U) из-за присутствия неделящихся ядер в топливе, которые бесполезно поглощают нейтроны, а также более сложную технологию изготовления и регенерации. Стабильность размеров ДЯТ, значимая для достижения больших глубин выгорания, определяется многими факторами, в частности структурой, природой, свойствами, совместимостью и радиационной стойкостью частиц топлива и материалов, используемых в качестве матрицы, конструкцией твэлов и условиях их работы.

1.2.1 Микротвэлы ВТГР

Микротвэл – это шарообразная частица ядерного топлива, также называемая керном, покрытая барьерными слоями, предотвращающими выход продуктов деления за пределы МТ. Топливо на основе МТ является основным

для ВТГР, но рассматриваются варианты его применения и в других типах реакторов.

Применение микросферического топлива с защитными слоями покрытий типа TRISO (TRistructural ISOtropic – трехструктурное изотропное покрытие из пироуглерода и карбида кремния на топливных частицах) обеспечивает длительную работу реактора без перезагрузки, большой коэффициент выгорания топлива. Кроме этого, обеспечивается максимальная безопасность эксплуатации атомного реактора, так как микросферическое топливо с многослойным керамическим покрытием типа TRISO эффективно удерживает продукты деления внутри топливных микросфер как при нормальных условиях эксплуатации, так и при условиях максимальной проектной аварии с потерей теплоносителя, когда температура топлива может достигать 1600 °С.

Для размещения ядерного топлива в активной зоне реактора, генерирования тепловой энергии и удержания продуктов деления, МТ размещаются в топливном компакте. Топливный компакт является тепловыделяющим элементом реакторной установки, имеет цилиндрическую форму, состоит из карбонизированной графитовой матрицы и равномерно распределенных в ней топливных частиц [6].

Покрытия в МТ решают сразу несколько важных задач: предотвращают выход ПД в теплоноситель, защищают керн от воздействия теплоносителя, повышают механическую прочность МТ в целом, уменьшают диффузию и миграцию топлива при высоких температурах, защищают матрицу дисперсных композиций от радиационных повреждений продуктами деления, предохраняют топливо от контакта с воздухом и влагой при технологических операциях и способствуют более равномерному распределению топлива в матрице.

Каждый слой покрытия выполняет определенную функцию:

– ВРyC – пористый буферный слой создает объем, в котором собираются ГПД и СО/СО₂, защищает IPyC слой от прямого воздействия «горячих» осколков деления, α и β -излучений;

- IPyC слой – прежде всего защищает ядро от хлористого водорода при нанесении SiC покрытия, снижает возможное повреждение SiC продуктами деления и CO/CO₂ при эксплуатации;
- SiC слой – является основным силовым слоем, удерживающим ГПД и ТПД, сохраняет большую часть своих свойств при высоких температурах;
- OPyC слой – обеспечивает защиту хрупкого SiC слоя от повреждений при производстве топлива.

На рисунке 1.1 представлено схематичное изображение микротвэла, топливного компакта и топливного блока в разрезе.

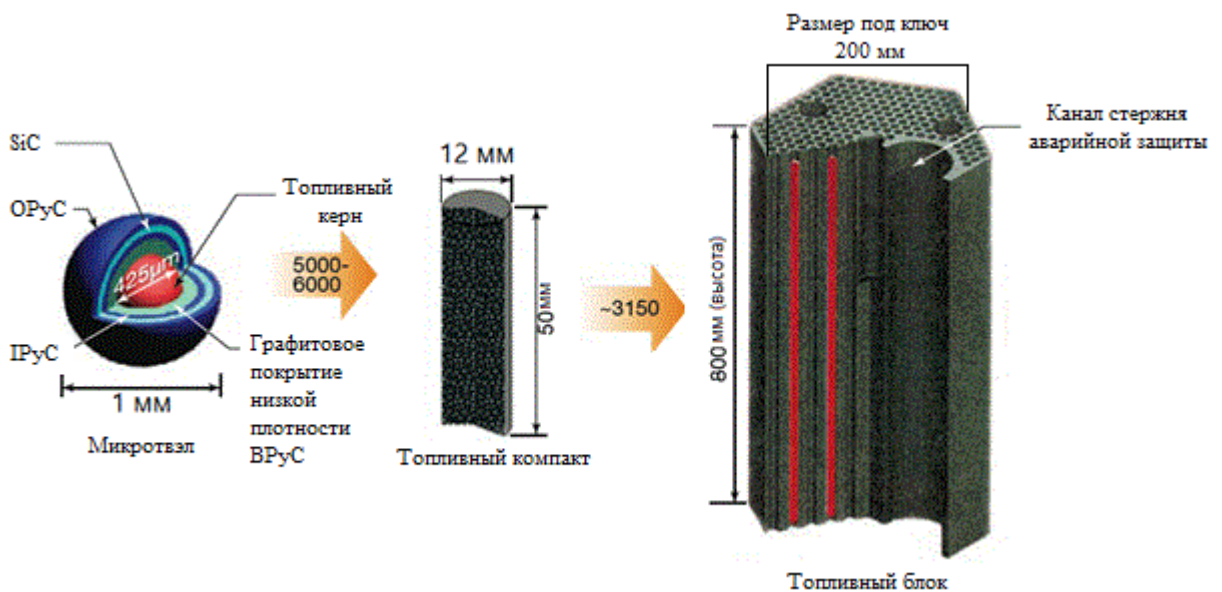


Рисунок 1.1 – Схематичное изображение микротвэла, топливного компакта и топливного блока в разрезе

В жестком спектре нейтронов решающее влияние на целостность МТ оказывают радиационно-химические повреждения покрытий. Причем влияние этих повреждений будет сказываться уже на низких уровнях выгорания топлива, т.е. при относительно небольших давлениях ГПД внутри МТ. Наиболее существенные изменения на ранних стадиях облучения произойдут в пироуглеродных слоях и особенно в низкоплотном и среднеплотном PyC. Следует отметить, что предельная стойкость PyC ограничена значениями флюенса быстрых нейтронов $4 \cdot 10^{21}$ н/см², в то время как в быстрых газоохлаждаемых реакторах можно ожидать радиационное повреждение

более 200 смещений на атом (флюенс более $2 \cdot 10^{23}$ н/см²). При таком уровне повреждений следует учитывать образование ⁴He (по реакции n,α), образование пор и распухание SiC, что в конечном итоге будет сказываться на изменении прочности SiC-слоя.

1.3 Ядерно-физические особенности топлива на основе тория

Значительно меньшее резонансное поглощение в случае использования в качестве сырьевого нуклида ²³²Th обеспечивает два важных преимущества. Первое – сильный внутренний блок-эффект в распределении плотности потока эпитепловых нейтронов по объему топливного ядра, приводящий к поглощению замедляющихся нейтронов в относительно тонких периферийных слоях, в ториевой системе значительно ниже. В результате интегральное количество делений в ядерном топливном элементе при неизменных его размерах возрастает. Это обеспечивает значительное повышение эффективности использования топлива, в том числе за счет возрастания длительности кампании. Второе – значительно большее количество замедлителя в ториевой системе. Это обеспечивает значительное увеличение тепловой инерции со всеми вытекающими из этого преимуществами в части безопасности и надежности.

Значение среднего числа нейтронов на одно поглощение $\nu_{\text{эф}}$ для ²³³U превосходит значение для ²³⁵U во всем диапазоне энергий нейтронов, представляющем интерес; для ²³⁹Pu – при энергиях до 30 кэВ, а для ²⁴¹Pu – при энергиях ниже 1 эВ.

Указанный характер поведения $\nu_{\text{эф}}(E_n)$ определяет соотношение значений коэффициентов воспроизводства ядерного топлива (КВ) для ЯР различного типа в ториевом и урановом топливных циклах. Известно, что максимально возможное значение КВ без учета размножения нейтронов в сырьевом материале (²³²Th или ²³⁸U) без учета непроизводительных потерь нейтронов и утечки определяется величиной $\text{КВ}_{\text{max}} = \bar{\nu}_{\text{эф}} - 1$.

Значение $\bar{\nu}_{эф}$ в реакторе зависит от конкретного вида энергетического спектра нейтронов. В тепловом реакторе средняя величина $\bar{\nu}_{эф}$ в первую очередь определяется его значением в энергетическом интервале от 0,01 до 1,00 эВ. Для иллюстрации изменения значений $\bar{\nu}_{эф}$ для различных делящихся элементов в спектре энергетического теплового реактора в таблице 1.2 приведены значения $\bar{\nu}_{эф}$ для спектра высокотемпературного газоохлаждаемого реактора типа ВТГР: температура замедлителя составляет 600 °С, отношение концентраций ядер углерода и делящегося элемента составляет примерно 5000, отношение концентраций ядер углерода и тория примерно 200 [7].

Таблица 1.2 – Усредненные по спектру реактора типа ВТГР значения $\bar{\nu}_{эф}$

Делящийся нуклид	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu
$\bar{\nu}_{эф}$	2,24	1,95	1,78

Как видно из таблицы 1.2, ^{233}U наиболее хорошо проявляет свои свойства в реакторах ВТГР.

Особый интерес к использованию тория появился после утверждения программы утилизации оружейного урана и плутония. В случае использования тория можно организовать глубокое выжигание оружейных материалов без последующей химической переработки и без попутной наработки плутония. Схема ториевого цикла без химической переработки имеют важное значение с точки зрения проблемы нераспространения делящихся материалов, особенно при развитии ядерной энергетики в неядерных странах.

В качестве основных путей достижения данной цели можно использовать:

- оптимизацию схем загрузки и частичных перегрузок топлива;
- увеличение значений концентрации делящихся нуклидов в топливе;
- оптимизацию отношения концентраций делящихся нуклидов в ТВС различного типа;

– использование торий-содержащих топливных композиций, обеспечивающих большее значение отрицательного температурного коэффициента реактивности (Доплер–эффект).

В качестве основных направлений вовлечения тория в ядерную энергетику сейчас рассматриваются:

- ториевый легководный реактор с гетерогенной компоновкой активной зоны с топливом (^{235}U - ^{232}Th) – ВВЭРТ;
- быстрый натриевый реактор с ториевыми экранами;
- высокотемпературный газоохлаждаемый реактор;
- жидкосолевой реактор, работающий на расплавах ^{233}U и Th.

В настоящее время в России реализован и успешно функционирует уран-плутониевый топливный цикл. Сейчас не существует никаких веских причин для замены его на ториевый топливный цикл. Ториевый топливный цикл следует рассматривать не как альтернативу уран-плутониевому, а как естественное его дополнение, расширяющее сырьевую базу ядерной энергетики. Для практической реализации ториевого цикла потребуется значительное вложение средств [8].

1.4 Состав облученного ядерного топлива

Состав топлива ядерного реактора претерпевает непрерывные изменения из-за радиоактивных распадов его компонент и превращений, обусловленных взаимодействиями нейтронов с этими компонентами: реакций радиационного захвата нейтронов, процессов нейтронного размножения ($n, 2n$) и ($n, 3n$), реакций с вылетом заряженных частиц. В процессе работы реактора в составе уранового топлива образуются новые активно делящиеся тяжелые изотопы, например, долгоживущие ядра ^{241}Pu , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Cm , и ядра ^{233}U , ^{236}Np , ^{239}Pu , ^{245}Cm , которые на практике можно считать стабильными. Эти ядра вносят свой вклад в энерговыделение, и учет их накопления необходим для правильного

прогнозирования характеристик реактора на разных этапах его работы. Крайне важным является также знание изотопного состава выгружаемого ОЯТ.

Так, например, содержащиеся в ОЯТ актиноиды ^{232}U , $^{242,244}\text{Cm}$ в большей степени определяют радиационный фон вблизи отработанной ТВС. Если интерес представляет нейтронная активность ОЯТ по процессу спонтанного деления, то требуется информация о концентрации изотопов $^{242, 244, 246}\text{Cm}$, ^{252}Cf так как их вклад в нейтронную активность составляет около 97 %.

Еще одна причина изменения первоначального состава топлива – реакции деления актиноидов нейтронами, в результате которых накапливаются осколки деления. В самом общем представлении продукты деления можно разбить на две категории: осколки-шлаки и выделенные осколки. Выделенные осколки, в свою очередь, можно разделить на три группы: изотопы-отравители, экологически опасные изотопы и изотопы – источники запаздывающих нейтронов деления.

К отравителям относят осколки, имеющие значительное сечение радиационного захвата. Такие ядра образуются в результате деления актиноидов, нейтронно-ядерных (Н-Я) и радиоактивных превращений самих осколков. Они способны оказывать существенное влияние на формирование пространственно-энергетического распределения поля нейтронного потока в активной зоне реакторной установки, особенно в режимах изменения мощности реактора. Например, к этой группе могут быть отнесены изотопы ^{105}Rh , ^{135}Xe , ^{149}Sm , активно поглощающие тепловые нейтроны.

Экологически опасные осколки имеют значительный выход γ -излучения, поэтому должны учитываться в задачах обоснования безопасного обращения с ОЯТ при его хранении, транспортировании и переработке. Примером таких осколков могут служить атомы ^{85}Kr , ^{90}Sr , ^{125}Sb , ^{137}Cs , $^{137\text{m}}\text{Ba}$, ^{144}Ce , $^{154,155}\text{Eu}$, дающие наибольший вклад в гамма-фон ОЯТ. Экологически опасные осколки могут быть отделены при регенерации ОЯТ для дальнейшего захоронения или трансмутации. Так называемые запаздывающие нейтроны деления рождаются при радиоактивном преобразовании ядер-осколков. Точнее, для некоторых осколков процесс β -распада сопровождается испусканием одного или

нескольких нейтронов. Например, для изотопа ^{92}As , по данным библиотеки ENDF/B-7.1, существует канал β -распада с образованием четырех нейтронов. Все осколки этого типа являются короткоживущими с периодом полураспада τ от нескольких миллисекунд (например, для ^{100}Kr $\tau = 7$ мс) до нескольких десятков секунд (для ^{87}Br $\tau = 55,65$ с).

Накопление осколков-шлаков ведет к снижению запаса реактивности и определяет период возможной работы реактора без перегрузки топлива. К группе осколков-шлаков можно отнести, например, стабильные ядра ^{99}Tc , ^{101}Ru , ^{103}Rh , $^{105, 108}\text{Pd}$, ^{109}Ag , $^{131, 134, 136}\text{Xe}$, ^{133}Cs , ^{141}Pr , $^{143, 144, 145}\text{Nd}$, ^{152}Sm и долгоживущий изотоп ^{147}Pm . Эти изотопы вместе с уже упоминавшимся стабильным изотопом ^{149}Sm вносят заметный вклад в общее макросечение среды на конечной стадии кампании реакторной установки [10].

Требования к точности численного моделирования изотопной кинетики в настоящее время возрастают. Это связано с тенденцией увеличения глубины выгорания актиноидов как для штатного диоксид-уранового топлива, так и для перспективных видов керамического топлива.

1.5 Методы и программы расчета переноса излучения

Все методы расчётов переноса излучения, применяемые при проектировании и сопровождении различных установок, можно условно разделить на традиционные и компьютерные (см. рис. 1.2).



Рисунок 1.2 – Методы расчёта переноса излучения

При традиционном подходе используют данные из таблиц, справочников и руководств. Эти данные могут быть получены с помощью аналитических вычислений, из результатов экспериментов или с помощью расчётов модельных задач. Чаще всего применяют не слишком громоздкие формулы и таблицы, содержащие экспериментальных данных. Как правило, такой подход позволяет быстро получить результат, однако с большой погрешностью. Часто для решения поставленной задачи оказывается достаточно результата с 50-процентной точностью. Например, в экспериментах 1950-х годов по оценке прохождения излучения через различные материалы погрешность в 40-50 % вполне удовлетворяла экспериментаторов. В качестве другого примера, можно привести использование таблиц для определения области радиоактивного заражения при чрезвычайной ситуации в случае военных действий. В этом случае грубой, но быстрой оценки, полученной в полевых условиях без применения вычислительной техники, будет достаточно для общего понимания ситуации, что необходимо для принятия решений. Компьютерные методы позволяют получить результат с большей точностью. В зависимости от используемого в расчётах метода, затрачиваемое на получение результата время может оказаться значительным. Вообще говоря, расчёт может длиться секунды, недели и даже

месяцы. Компьютерные методы можно условно разделить на инженерные и прецизионные (детерминистические и стохастические) [11].

1.5.1 Инженерные и детерминистические методы

Инженерные методы в основном используют для решения задачи малогрупповые диффузионные уравнения. При расчёте ядерно-энергетических установок термином «группа» обычно обозначают отрезок оси энергии; малогрупповой метод использует разбиение на небольшое число отрезков, т.е. зависимость от энергии огрубляется. Для них характерно приближение пространственной гомогенизации, когда реальная установка заменяется набором областей, содержащих некоторые обобщенные по своим свойствам материалы. Этот подход позволяет быстро получить результат, однако необходимость использования многочисленных приближений делает инженерные программы узкоспециализированными.

В последнее время всё чаще применяют новые методы инженерных расчётов – так называемые нодальные. В этом случае реактор тоже разбивают на ячейки и используют малогрупповое приближение энергетических зависимостей, потоки и все функционалы считают определенными относительно малым набором характеристик состояния ячеек (например, средним потоком на гранях, скоростью генерации нейтронов в ячейке и т.п.). Но внутреннюю структуру ячейки не заменяют на гомогенную среду, а с помощью более точных методов расчета получают линейные зависимости между характеристиками состояния ячеек. Затем с помощью данных зависимостей и состыковки значений на гранях соседних ячеек получают уравнения для реактора. Это можно рассматривать как обобщение диффузионного подхода, в котором скаляры заменяются тензорами. Однако и эти классы методов являются специализированными, хотя бы по набору существующих рассчитываемых ячеек.

Детерминистические методы основаны, как правило, на решении интегродифференциальных уравнений переноса излучения. Для них характерно использование техники многогрупповых методов (SN-методы, методы дискретных ординат и т.д.). Система, как правило, задается с помощью растрового описания геометрии, т.е. разбиения пространства на регулярную сеть ячеек одинаковой формы с одним материалом (например, параллелепипедов) для учета 2D и 3D-геометрии.

Программы, реализующие детерминистический подход, используют значительно меньше приближений, чем инженерные, и поэтому с их помощью можно рассчитывать системы более точно. К недостаткам таких программ можно отнести в первую очередь сложность точного описания геометрии. Уточнение описания уменьшает размеры ячеек и, соответственно, увеличивает их количество, что тут же приводит к расходу оперативной памяти, поскольку для каждой ячейки надо определить характеризующие её многогрупповые константы. В области энергий, где имеется резонансный захват нейтронов ядрами и сечения при малых изменениях энергий могут меняться на несколько десятичных порядков, число энергетических групп резко возрастает, также требуя увеличения необходимых ресурсов памяти. Это составляет второй значительный недостаток метода необходимость больших объёмов оперативной памяти.

Зависимость от направления полёта тоже приходится представлять в конечномерном виде. Увеличение точности данного представления также увеличивает требования к объёму памяти.

1.5.2 Метод статистических испытаний (Монте-Карло)

Метод Монте-Карло – наиболее универсальный метод, применяемый для расчёта переноса излучений. Как правило, программы, реализующие метод Монте-Карло, позволяют моделировать трёхмерные системы с произвольной геометрией, используя комбинаторный подход, основанный на описании

сложных пространственных форм комбинациями простых тел или поверхностей с помощью теоретико-множественных операций пересечения, дополнения и объединения.

При расчёте такие программы применяют константы непосредственно для нуклида, то есть память затрачивается только на хранение информации для присутствующих в материалах нуклидов. При этом константы используются не групповые, а поточечные, что обеспечивает возможность моделирования с непрерывным слежением за энергией частицы. Для описания резонансов часто встречающихся нуклидов возможно применение их теоретического описания в виде формул.

Основное преимущество метода Монте-Карло над другими методами – возможность точного описания любой геометрии и использования не групповых, а поточечных констант. Это позволяет сократить до минимума количество применяемых при расчёте приближений, что позволяет говорить о методе Монте-Карло как о численном эксперименте, способном заменить эксперимент реальный. Направление полёта частиц также моделируется без какой-либо дискретизации. Основной недостаток метода – время, затрачиваемое на получение результата. Однако метод Монте-Карло хорошо работает на многопроцессорных кластерах и даже сетях ЭВМ. Он получает всё большее распространение благодаря своей универсальности и увеличению мощностей вычислительной техники.

Сущность метода Монте-Карло применительно к переносу нейтронов состоит в том, что сложный статистический процесс прохождения нейтронов через вещество рассматривается как последовательность конечного числа элементарных случайных процессов (свободное движение нейтрона на некотором пути; взаимодействие нейтрона с ядрами среды, которое может привести к различным последствиям: исчезновению нейтрона в результате радиационного захвата или другого процесса, рассеянию нейтрона на ядре, делению ядра с появлением новых нейтронов и т.д.; вылет нейтрона из

рассматриваемой области). Схематическое изображение процесса представлено на рисунке 1.3.

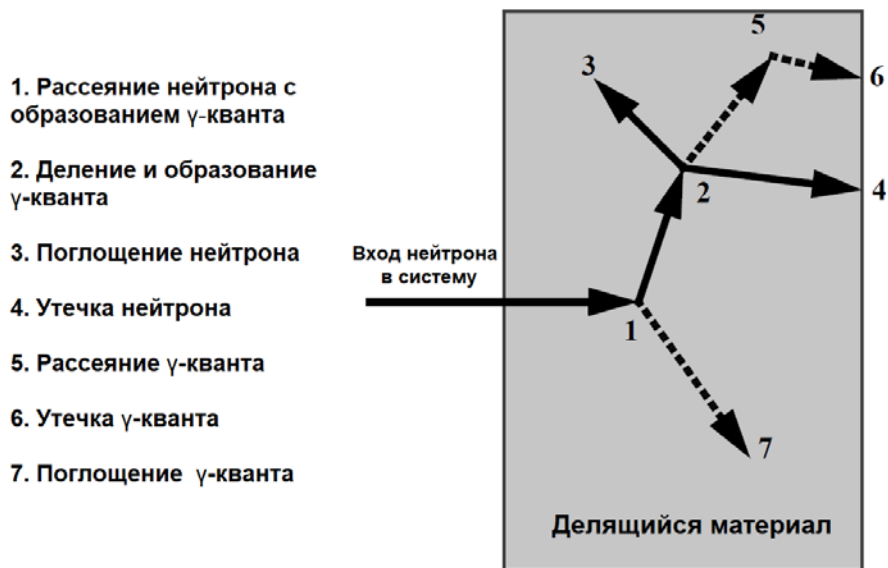


Рисунок 1.3 – Схематичное представление процесса моделирования пробега частиц

Зная вероятность каждого из этих процессов, и имея генератор случайных чисел, можно, шаг за шагом, воспроизводить историю движения определенной частицы в исследуемом веществе. Дойдя до процесса, в результате которого частица исчезает или переходит в интересующее нас состояние, начинаем исследовать характер движения следующей частицы. Цепочку событий, происходящих с одним нейтроном, часто называют историей нейтрона. Если рассмотреть достаточно большое количество историй нейтронов, то в итоге можно получить некоторое распределение нейтронов по пространству, направлению полета, энергии и времени.

Метод случайных испытаний можно назвать «теоретическим экспериментом». Действительно, если бы абсолютно точно были известны законы элементарных событий, результаты, получаемые методом Монте-Карло, были бы подобны данным, получаемым экспериментальным путем. Из программ, реализующих метод Монте-Карло для расчёта переноса нейтронов и фотонов, можно выделить: MCNP, KENO (США), TRIPOLI (Франция),

MONK (Великобритания), GEANT4 (Европа), MCU (Россия), RHITS (Япония), SERPENT (Финляндия) [12].

1.5.3 Функционалы в методе Монте-Карло

В детерминистических методах решается уравнение переноса и определяются групповые потоки нейтронов во всех пространственных ячейках, которых, как правило, очень много. Через поток нейтронов выражаются все физические характеристики реакторных систем, используемые при их проектировании, обосновании безопасности, сопровождении и т.п. Все эти характеристики являются функционалами потока нейтронов.

В методе Монте-Карло расчет потоков нейтронов и функционалов должен происходить в процессе розыгрыша каждой истории. Для этого необходимо до начала расчета выделить фазовые объемы (пространственные ячейки, сектора направлений, диапазоны энергий, интервалы времени), в которых будут оцениваться нейтронные функционалы. После того как фазовые объемы выделены, в процессе розыгрыша историй нейтронов можно накапливать суммы, характеризующие тот или иной функционал. Как правило, чтобы сделать оценку функционала независимой от числа рассматриваемых историй, все функционалы нормируются на один нейтрон источника. Наиболее просто оценить общее число ядерных реакций некоторого типа в выделенном фазовом объеме. Для этого необходимо соответствующую сумму увеличивать на единицу при «реализации» данного события в истории нейтрона, имеющего соответствующие параметры. После того как все запланированные истории будут разыграны, получившуюся сумму необходимо разделить на общее число историй. Ошибка в оценке функционала будет обратно пропорциональна квадратному корню из числа «зарегистрированных» событий. Очевидно, что чем меньше фазовый объем, тем меньше вероятность «зарегистрировать» нужное событие. Для уменьшения ошибки в оценке функционалов используют различные техники, рассмотрение которых выходит за рамки данного пособия.

Также существует общее правило, что для повышения точности расчета желательно увеличивать как объем фазовой области, так и число разыгрываемых историй.

За исключением нескольких величин, все важнейшие реакторные характеристики относятся к классу линейных функционалов вида:

$$J = \int d\bar{\Omega} \int dE \int_V \hat{L}\Phi(\bar{r}, E, \bar{\Omega}) d\bar{r} = \langle \hat{L}\Phi \rangle_x, \quad (1.1)$$

где $d\bar{r}, dE, d\bar{\Omega}$ – элемент объёма в фазовом пространстве, в котором координаты частицы определяются радиусом-вектором \bar{r} ;

$\bar{\Omega}$ – направление скорости;

E – энергия частицы;

$\Phi(\bar{r}, E, \bar{\Omega})$ – функция распределения потока нейтронов;

V – объем пространственной области;

\hat{L} – некоторый линейный оператор.

Для сокращения записи интегрирование обозначается угловыми скобками с указанием переменной интегрирования снаружи скобки.

Дробно-линейные функционалы представляют собой отношение линейных функционалов:

$$K = \frac{\langle \hat{L}\Phi \rangle_x}{\langle \hat{M}\Phi \rangle_x}, \quad (1.2)$$

где \hat{L} и \hat{M} – линейные операторы.

В частности, функционалами вида (1.5.2) являются важнейшие характеристики условно-критических и подкритических реакторных систем с внешними источниками нейтронов – эффективный коэффициент размножения k_0 , коэффициенты источника k_s и умножения M . В данном случае, в качестве линейных операторов \hat{L} и \hat{M} выступают соответствующие операторы, входящие в определение уравнения Больцмана (оператор переноса и рассеяния).

Важными частными случаями линейных и дробно-линейных функционалов являются функционалы типа скалярного произведения и их отношения:

$$J = \int d\bar{\Omega} \int_V dE \int a(\bar{r}, E, \bar{\Omega}) \Phi(\bar{r}, E, \bar{\Omega}) d\bar{r} = \langle a(x), \Phi(x) \rangle_x, \quad (1.3)$$

$$K = \frac{\langle a(x), \Phi(x) \rangle_x}{\langle b(x), \Phi(x) \rangle_x}, \quad (1.4)$$

где функции $a(\bar{r}, E, \bar{\Omega})$, $b(\bar{r}, E, \bar{\Omega})$ считаются заданными.

Часто эти функции выражаются через макроскопические сечения каких-либо нейтронно-физических процессов. Например, к набору линейных функционалов сводится распределение энерговыделения по каким-либо пространственным подобластям V_n $n=1, \dots, N$ в подкритической реакторной системе, в которой постоянный по времени поток нейтронов Φ поддерживается постоянным внешним источником нейтронов S :

$$J_n = \langle \varepsilon \Sigma_f, \Phi_s \rangle_{V_n, E, \bar{\Omega}}, \quad (1.5)$$

где ε – энерговыделение в акте деления, Дж/дел.;

Σ_f – макроскопическое сечение деления, см⁻¹.

В условно-критической реакторной системе, с учетом условия нормировки на мощность (в данном случае поток нейтронов Φ_0 , являясь решением однородного уравнения переноса, изначально имеет произвольную нормировку).

Такое распределение описывается набором дробно-линейных функционалов:

$$K_n = P_0 \frac{\langle \varepsilon \Sigma_f, \Phi_0 \rangle_{V_n, E, \bar{\Omega}}}{\langle \varepsilon \Sigma_f, \Phi_0 \rangle_{V_n, E, \bar{\Omega}}}, \quad (1.6)$$

где P_0 – полная тепловая мощность системы, Вт.

Другим характерным примером дробно-линейных функционалов являются коэффициенты конверсии (КК) и воспроизводства (КВ):

$$KK = \frac{\langle \Sigma_c^8, \Phi \rangle_x}{\langle \Sigma_a^5, \Phi \rangle_x}, \quad (1.7)$$

$$KB = \frac{\langle \Sigma_c^8, \Phi \rangle_x}{\langle \Sigma_a^9, \Phi \rangle_x}, \quad (1.8)$$

где Σ_c^8 – макроскопическое сечение радиационного захвата ^{238}U , см^{-1} ;

Σ_a^5 и Σ_a^9 – макроскопические сечения поглощения (сумма сечений захвата и деления) ^{235}U и ^{239}Pu , см^{-1} .

Поток нейтронов в соотношениях (1.7) и (1.8) может представлять собой решение однородного условно-критического или неоднородного уравнения переноса. Оба эти коэффициента характеризуют отношение скоростей наработки и «сгорания» ядерного топлива. Эти примеры можно было бы многократно продолжить.

Для оценки плотности потока нейтронов в фазовом объеме используют подход, основанный на расчете некоторой суммы в процессе моделирования. Средний по некоторому пространственному объему V полный поток нейтронов в энергетическом диапазоне $[E_1, E_2]$ и временном интервале $[t_1, t_2]$ можно записать в виде следующего интеграла:

$$\Phi = \int_{E_1}^{E_2} dE \int_{t_1}^{t_2} dt \int_V \frac{d\vec{r}}{V} \Phi(\vec{r}, E, t). \quad (1.9)$$

Плотность потока нейтронов можно выразить через концентрацию нейтронов:

$$\Phi(\vec{r}, E, t) = vn(\vec{r}, E, t), \quad (1.10)$$

где n – концентрация нейтронов, см^{-3} ;

v – скорость нейтронов, $\text{см}/\text{с}$.

Произведение скорости v нейтрона на интервал времени dt можно рассматривать как участок пути ds , который нейтрон проходит в пределах ячейки:

$$ds = vdt. \quad (1.11)$$

Интеграл потока можно преобразовать в сумму «треков», которые нейтроны оставляют в фазовом объеме в процессе полета

$$\Phi = \int_{E_1}^{E_2} dE \int_{t_1}^{t_2} dt \int_V \frac{d\vec{r}}{V} \Phi(\vec{r}, E, t) = \int_{E_1}^{E_2} dE \int_{\Delta L} ds \int_V \frac{d\vec{r}}{V} N(\vec{r}, E, t) = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \frac{T_i}{V}, \quad (1.12)$$

где T_i – общая длина трека, который оставил « i »-ый нейтрон с энергией $E \in [E_1, E_2]$ в объеме V , см.

Расчет треков, как и расчет точек пересечения нейтроном различных поверхностей системы, самостоятельная задача, которую необходимо решать при составлении алгоритмов и программ на основе метода Монте-Карло.

1.5.4 Расчет изотопного состава ОЯТ

Для решения уравнений изотопной кинетики необходимо подготовить исходные данные, которые включают в себя периоды полураспада и каналы трансмутационных переходов нуклидов. Для делящихся изотопов необходимы так же выходы продуктов деления на один акт деления. Все входные величины подготавливаются на основе библиотек оцененных ядерных данных.

Решение уравнения изотопной кинетики, как математической задачи, имеет точное аналитическое решение. Но общее количество нуклидов, для которых необходимо получить решение уравнений, составляет порядка 1500. Кроме того, в разных библиотеках, как количество продуктов деления, так и их характеристики, не всегда совпадают. Соответственно, при разработке программ расчета выгорания необходимо максимально стандартизовать алгоритм расчета [16].

Для каждого нуклида, включенного в расчетную схему выгорания, необходимо решить уравнение, которое в общем виде выглядит следующим образом:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \omega_{ji} \sigma_{ff} N_j \Phi + \sigma_{\gamma i-1} N_{j-1} \Phi + \sum_k \lambda_{k-i} N_k - \sigma_{ai} N_i \Phi - \lambda_i N_i, \quad (1.13)$$

где первый член суммы характеризует приток концентраций нуклида i за счет делящегося j -го нуклида;

σ – микроскопическое сечение, см⁻²;

N_j – концентрация, см⁻³;

Φ – плотность потока нейтронов, н/(см²·с);

λ – постоянная распада, с⁻¹;

ω_{ji} – выход i -го нуклида при его делении.

Выход нуклида при делении определяется по соотношению:

$$\omega_{ji} = \frac{\int_0^{\infty} \omega_{ji}(E) \sigma_{ff}(E) \Phi(E) dE}{\int_0^{\infty} \sigma_{ff}(E) \Phi(E) dE}, \quad (1.14)$$

где второй и третий члены суммы характеризуют приток концентраций нуклида i за счет реакции σ_{γ} (под индексом γ понимается реакция радиационного захвата, (n,2n), (n, α) и аналогичных) и за счет α - или β распада изотопа k . Последние два члена суммы характеризуют убыль концентрации нуклида i за счет поглощения и распада соответственно.

Для решения уравнения (1.13) на временном шаге используется полуаналитическая схема расчета. Для семи последовательных превращений нуклидов (распад, поглощение или реакция (n,2n), (n, α) и аналогичные им) используются аналитические решения. Более длинные цепочки трансмутаций рассчитываются численно.

Представленный выше способ решения уравнений изотопной кинетики является наиболее общим. Существует и ряд других способов расчета

изотопного состава ОЯТ, заслуживающих отдельного рассмотрения. К наиболее распространенным программам расчета изотопной кинетики относятся ORIGEN, SERPENT, MCNPX, MCU [16, 17, 18].

Точность расчета изотопного состава является определяющим фактором при разработке процедур и регламентов обращения с ОЯТ, включая проектировку хранилищ, транспортных контейнеров и т.д. Так как на основании полученных значений концентраций радиоактивных изотопов в составе ОЯТ рассчитываются радиационные характеристики рассматриваемой системы.

2 Расчет изотопного состава и радиационных характеристик отработавшего топливного блока ВГТРУ

В настоящей работе объектом исследования является гамма- и нейтронное излучение облученного топливного блока реакторной установки малой мощности ВГТРУ. Длина кампании реактора, работающего на мощности 60 МВт, достигает значения в 1800 суток [20]. Достижение высоких глубин выгорания (400 ГВт·сут/(тонну ТМ)), а также использование дисперсионного ториевого топлива требует пересмотра традиционных подходов к конструкции транспортных средств, используемых для перевозки облученного ядерного топлива (ОЯТ).

Источником нейтронного излучения в ОЯТ являются тяжелые трансураниевые элементы, а также легкие ядра, входящие в состав топлива и конструкционных материалов. Основные каналы образования нейтронов:

- спонтанное деление,
- вынужденное деление,
- (α, n) - и (γ, n) -реакции.

Для определения интенсивности и спектра нейтронов необходимо знать массу и изотопный состав источника. Состав отработавшего ядерного топлива может быть рассчитан в ряде программных средств, к которым относятся: SERPENT, SCALE (ORIGEN), MCNPX, MCU5, WIMS-D5B. Расчет интенсивности и спектра нейтронов спонтанного деления может быть эффективно выполнен в программном средстве SCALE.

Задача по определению интенсивности и спектра нейтронов, образующихся по каналу (α, n) -реакции является более сложной и должна быть решена самостоятельно с применением программ NEDIS-2.0 [21] и SOURCES-4C [22]. В настоящее время разработчики этих программ уделяют большое внимание точности расчета спектра нейтронов, однако, существующие

экспериментальные данные имеют существенный разброс (10 % и более) с оценками, выполненными расчетным путем.

Гамма-кванты, как правило, возникают в процессе снятия возбуждения продуктов бета-распада и уносят с собой значимую долю полной выделяющейся энергии. В одном бета-распаде могут появиться несколько гамма-квантов различной энергии, так как процесс снятия возбуждения, как правило, может идти по нескольким каналам. Из-за большого количества возможных энергий для расчета часто используют групповое описание энергии гамма-квантов.

Характеристики источника гамма-излучения определяются аналогично нейтронному: рассчитывается изотопный состав ОЯТ с учетом продуктов деления, в ПС SCALE [18] определяется энергетический спектр и интенсивность источника, а затем рассчитываются функционалы потока нейтронов и гамма-квантов.

Таким образом, для решения радиационных задач, связанных с проектированием хранилищ и контейнеров для ОЯТ необходимо:

- рассчитать изотопный состав ОЯТ топливного блока ВГТРУ;
- определить характеристики источника нейтронного и гамма излучения;
- рассчитать поток и функционалы потока нейтронов и гамма-квантов.

2.1 Объект исследования

Активная зона ВГТРУ состоит из шестиугольных графитовых блоков, обработанных в диапазоне температур от 3000 до 3300 К. Топливные блоки содержат 76 отверстий малого диаметра для топливных компактов и 7 отверстий большего диаметра для гелиевого теплоносителя. Активная зона окружена двумя рядами графитовых блоков того же размера, но без отверстий для топливных компактов, выполняющих роль нейтронного отражателя. Сверху и снизу активная зона накрыта 1 рядом отражателя. На рисунке 2.1 представлены модели элементов активной зоны и поперечное сечение активной зоны.

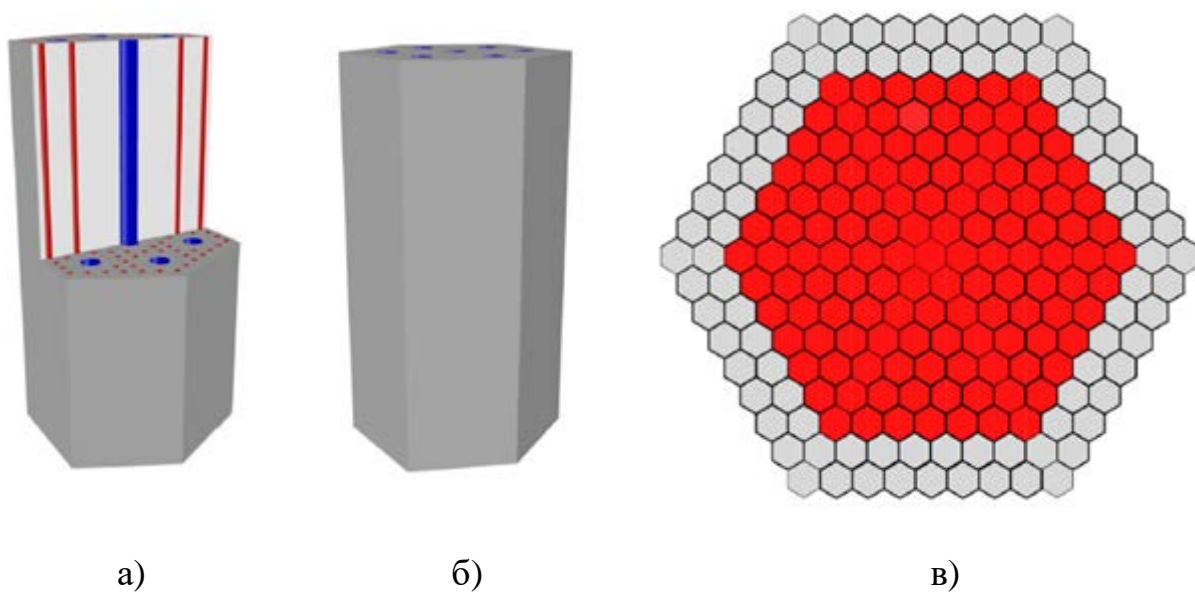


Рисунок 2.1 – Модели элементы активной зоны ВГТРУ:

- а) – топливный блок в разрезе, б) – блок отражателя,
- в) – горизонтальный разрез активной зоны

На рисунке 2 изображена модель топливной колонны и активной зоны ВГТРУ в разрезе.

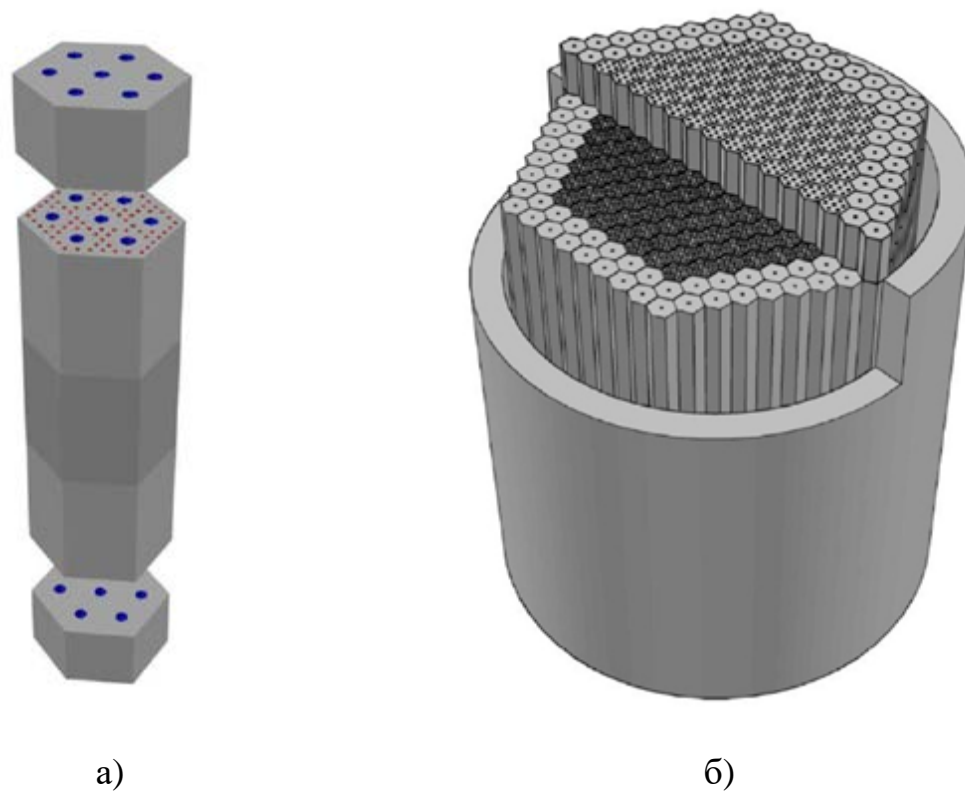


Рисунок 2.2 – Разрез модели топливной колонны (а) и активной зоны ВГТРУ (б)

В таблице 2.1 представлены параметры реакторной установки ВГТРУ и элементов активной зоны

Таблица 2.1 – Параметры ВГТРУ и элементов активной зоны

Параметры реакторной установки	Значение
Тепловая мощность, МВт	60
Плотность потока быстрых нейтронов, н/(см ² ·с)	$6,3 \cdot 10^{12}$
Параметр активной зоны	
Эквивалентный диаметр активной зоны, м	2,6
Высота активной зоны, м	2,4
Число топливных блоков в активной зоне	381
Параметры топливного блока	
Размер под ключ, см	20
Высота, см	80
Диаметр отверстия для топливной таблетки, мм	8,17
Диаметр отверстия для теплоносителя, мм	24
Параметры топливной таблетки	
Диаметр ТТ без покрытия, мм	7,87
Высота ТТ, мм	20,6
Тип покрытия	SiC
Толщина покрытия, мкм	300
Параметры микровэлов	
Тип микровэла	BISO (Th, ^M Pu)O ₂
Диаметр микровэла, мкм	600
Толщина покрытия PuC, мкм	90
Толщина покрытия Ti ₃ SiC ₂ , мкм	35
Диаметр керна, мкм	350
Состав ^M Pu/Th, %	50/50
Изотопный состав Pu, %	Оружейный плутоний ^M Pu: ²³⁹ Pu – 94%, ²⁴⁰ Pu – 5%, ²⁴¹ Pu – 1%
Глубина выгорания, ГВт·сут/т	400
Кампания реактора, сут.	1800

3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение

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 данной диссертационной работе разработана расчётная модель для расчета изотопного состава и радиационных характеристик перспективной реакторной установки ВГТРУ.

3.1 Потенциальные потребители результатов исследования

Результат исследования будет использован для разработки технической и эксплуатационной документации высокотемпературного реактора нового поколения. Целевым рынком проводимых исследований являются потребители тепло- и электроэнергии, предприятия химической промышленности, компании, занимающиеся генерацией электроэнергии, так как данный тип РУ относится к классу энергетических.

Сегментирование производилось по назначению реакторной установки. Результаты сегментирования представлены в рисунке 3.1.

		Реакторная установка ВГТРУ		
		Теплоснабжение	Электрогенерация	Получение высокопотенциального тепла
Потребитель	Химические предприятия			
	Удаленные районы			
	Электрогенерирующие компании			

Рисунок 3.1 – Карта сегментирования рынка ВГТРУ

На основании результатов сегментирования рынка видно, что РУ наиболее востребована на химических предприятиях, а также в районах, не имеющих возможности подключения к единой энергосистеме. Однако, несмотря на то, что электрогенерирующие компании на данной карте сегментирования рынка попадают лишь под один критерий, успешная опытная эксплуатация энергоблока малой мощности может предопределить дальнейшее развитие данного типа РУ для масштабной генерации электроэнергии. Основным преимуществом представленного решения является большая длина кампании ядерного реактора. Это означает, что уровень вмешательства человека в процесс генерации тепло- и электроэнергии становится значительно меньше, также исчезает необходимость постоянной поставки топлива для энергоустановки.

3.1.1 Анализ конкурентных технических решений

В работе проведены исследования, связанные с определением изотопного состава и радиационных характеристик облученного ядерного топлива ВГТРУ. Расчеты, проведенные в прецизионных программных средствах, позволяют с высокой точностью определить искомые величины без проведения сложных и

дорогостоящих экспериментов. Они позволяют на стадии научно-поисковой и научно-исследовательской работ определить возможность реализации конкретного решения, а также его целесообразность и различные особенности.

При обеспечении комплексного энергоснабжения удаленных районов можно выделить 3 конкурирующих решения:

- тепловая электростанция;
- плавучая АЭС;
- ВГТРУ со сверхдлинной кампанией.

В качестве конкурирующих разработок были приняты: К1 – плавучая АЭС, К2 – ТЭС. 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 единицу.

Определены следующие технические критерии оценки:

- эффективность решения – энергетический КПД установки;
- универсальность установки – возможность использования как электроэнергии, так и тепловой;
- сложность производства – характеризует возможность производства компонентов на существующих предприятиях;
- надежность реакторной установки – свойство реакторной установки сохранять работоспособность в требуемых параметрах облучения;
- высокие температуры теплоносителя – возможность получения высоких температур теплоносителя;
- мобильность – возможность передвижения энергоустановки для работы в различных местах;
- расход топлива – удельный расход топлива, необходимость в постоянных поставках топлива;
- обеспеченность топливом – распространенность сырьевого ресурса для производства топлива;

– обогащение и переработка топлива – необходимость в обогащении и переработке топлива;

– наличие отходов и выбросов – чистота производства;

– удобство в эксплуатации – необходимость проведения ремонтов и активных действий от персонала, численность персонала установки;

Помимо технических критериев оценки ресурсоэффективности определены также и экономические критерии оценки:

– конкурентоспособность энергоустановки – соотношение достоинств и недостатков различных способов обеспечения энергоснабжения;

– стоимость реализации проекта – оценка финансовых затрат на реализацию проекта;

– предполагаемые сроки внедрения – оценка конкурентов относительно времени, требуемого для организации производства;

– трудоемкость – количество времени, затрачиваемого на производство единицы продукции;

– предполагаемый срок эксплуатации – срок в течение, которого установка может эксплуатироваться;

– финансирование научной разработки – поддержка государством или инвесторами;

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

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		Б _ф	Б _{к1}	Б _{к2}	К _ф	К _{к1}	К _{к2}
1	2	3	4	5	6	7	8
Технические критерии оценки ресурсоэффективности							
1. Эффективность решения	0,10	4	3	4	0,40	0,30	0,40
2. Универсальность установки	0,05	5	1	5	0,25	0,05	0,25
3. Сложность производства	0,05	1	1	4	0,05	0,05	0,20

Продолжение таблицы 3.1

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		Б _ф	Б _{к1}	Б _{к2}	К _ф	К _{к1}	К _{к2}
4. Надежность реакторной установки	0,10	4	4	4	0,40	0,40	0,40
5. Высокие температуры теплоносителя	0,05	4	2	5	0,20	0,10	0,25
6. Мобильность	0,05	1	5	1	0,05	0,25	0,05
7. Расход топлива	0,10	5	5	1	0,50	0,50	0,10
8. Обеспеченность топливом	0,05	3	3	2	0,15	0,15	0,10
9. Обогащение и переработка топлива	0,06	2	2	5	0,12	0,12	0,30
10. Наличие отходов и выбросов	0,05	3	3	3	0,15	0,15	0,15
11. Удобство в эксплуатации	0,05	4	2	4	0,20	0,10	0,20
Экономические критерии оценки эффективности							
1. Конкурентоспособность энергоустановки	0,10	4	5	4	0,40	0,50	0,40
2. Стоимость реализации проекта	0,05	3	3	1	0,15	0,15	0,05
3. Предполагаемые сроки внедрения	0,04	2	2	4	0,08	0,08	0,16
4. Предполагаемый срок эксплуатации	0,05	4	4	4	0,20	0,20	0,20
5. Финансирование научной разработки	0,05	2	3	4	0,10	0,15	0,20
Итого	1,00	51	48	55	3,40	3,25	3,41

Все три конкурентных решения, по итоговой оценке, достаточно близки друг к другу, однако каждое из них имеет свои уникальные особенности. Наиболее уязвимой позицией конкурентного решения 1 (плавучая АЭС) является отсутствие возможности обеспечения теплоснабжения для удаленных регионов, а также необходимость прокладывания линии электропередачи до потребителя. Уязвимой позицией конкурентного решения 2 (ТЭС) является

необходимость в постоянных поставках топлива. Предлагаемое в работе решение, с точки зрения энергоснабжения удаленных районов, является наиболее оптимальным, однако требует значительных финансовых вложений на его реализацию.

3.1.2 SWOT-анализ

Цель выполнения SWOT-анализа заключается в определении слабых и сильных сторон, разрабатываемого решения, а также в формировании эффективной стратегии вывода данного решения на рынок.

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	+	+	+	+	+
B5	+	+	+	+	+

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

В результате была составлена итоговая матрица SWOT-анализа, представленная в таблице 3.3.

Таблица 3.3 – SWOT-анализ

	<p>Сильные стороны проекта:</p> <p>С1. Актуальность предлагаемого решения.</p> <p>С2. Применение современного оборудования и программных средств.</p> <p>С3. Бюджетное финансирование.</p> <p>С4. Получение результатов высокой точности.</p> <p>С5. Возможность оптимизации расчётной модели.</p>	<p>Слабые стороны проекта:</p> <p>Сл1. Ограниченное применение конкретной модели.</p> <p>Сл2. Необходимость экспериментального подтверждения результатов.</p> <p>Сл3. Необходимость получения лицензии и закрытость кода программ.</p> <p>Сл4. Ограниченный круг потребителей.</p> <p>Сл5. Возможность анализа только ядерно-физических характеристик</p>
<p>Возможности:</p> <p>В1. Использование модели для дальнейших исследований.</p> <p>В2. Разработка процедур и регламентов обращения с ОЯТ.</p> <p>В3. Расширение возможностей расчётной модели.</p> <p>В4. Проектирование ТУК и хранилищ.</p> <p>В5. Спрос на результаты исследования при проектировании установок нового ЯТЦ.</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и возможности»:</p> <p>1. Полное обеспечение условий для создания и применения модели для расчётов.</p> <p>2. Заинтересованность различных организаций и групп ученых в проведенных исследованиях.</p> <p>3. Высокая точность получаемых результатов позволяет повысить спрос на расчётную модель</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и возможности»:</p> <p>1. Экспериментальное подтверждение полученных результатов может быть только частично осуществлено в НИ ТПУ, РФЯЦ-ВНИИЭФ.</p> <p>2. Закрытость расчётной модели не отражается на точности результатов.</p> <p>3. Круг потребителей можно увеличить с помощью увеличения возможностей расчётной модели.</p>
<p>Угрозы:</p> <p>У1. Низкий спрос со стороны заказчиков.</p> <p>У2. Вероятность разработки подобных расчётных моделей другими организациями.</p> <p>У3. Сложность в продвижении модели.</p> <p>У4. Отсутствие возможности проведения сложных экспериментов.</p> <p>У5. Разработка новейших моделей расчёта.</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и угрозы»:</p> <p>1. Благодаря возможностям расчётной модели и своевременному финансированию продвижение на рынок может стать успешным.</p> <p>2. Использование современных программных расчётных средств позволит конкурировать с другими организациями.</p> <p>3. Дополнительное финансирование позволит провести дальнейшие исследования.</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и угрозы»:</p> <p>1. Эксперименты являются дорогостоящими, но могут быть осуществлены при финансировании государством.</p> <p>2. Низкий спрос со стороны потребителей обусловлен отсутствием разработки месторождений полезных ископаемых в труднодоступных районах.</p> <p>3. Объединение усилий с другими организациями позволит проводить масштабные расчеты и внедрение технологий.</p>

Разработанная в данной работе модель позволит проводить дальнейшие расчеты, связанные с разработкой реакторной установки нового поколения и исследованием новых видов ядерного топлива. Основная угроза и слабая сторона разрабатываемого решения заключается в том, что на текущий момент времени развитие РУ этого типа требует значительных капиталовложений. Однако, в будущем, когда возникнет необходимость разработки труднодоступных месторождений полезных ископаемых, данное техническое решение наиболее эффективно сможет решить проблему промышленного и гражданского энергоснабжения в удаленных районах. Проведение исследований совместно с другими предприятиями и НИИ позволит ускорить темп внедрения данного решения на рынок.

3.2 Планирование управления научно-техническим проектом

3.2.1 Иерархическая структура работ проекта

Иерархическая структура работ (ИСР) – детализация 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 на НИР	1.02.2018	Приказ по ФТИ
2	Составление и утверждение технического задания	3.02.2018	Задание на выполнение исследования
3	Выбор направления исследований	5.02.2018	
4	Подбор и изучение материалов по теме	10.02.2018	Отчёт
5	Календарное планирование работ	12.02.2018	План работ
6	Изучение возможностей расчётной модели	13.02.2018	Отчёт
7	Освоение методики расчёта на практике	14.02.2018	Отчёт
8	Проведение расчётов	15.02.2018-30.03.2018	Отчёт
9	Анализ полученных данных		
10	Обобщение и оценка результатов	30.03.2018	Отчёт
11	Составление пояснительной записки	14.02.2018-25.04.2018	Пояснительная записка
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	26.04.2018	
13	Подготовка к защите	27.04.2018-25.05.2018	

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, обозначающими даты начала и окончания выполнения работ.

Линейный график представлен в таблице 3.5.



Таблица 3.5 – Календарный план проекта

Код работы	Название	Длительность, кал. дни	Дата начала работ	Дата окончания работ	Состав участников
1	Разработка технического задания	2	1.02.2018	3.02.2018	Руководитель
2	Составление и утверждение технического задания	2	3.02.2018	5.02.2018	Руководитель
3	Выбор направления исследований	5	5.02.2018	10.02.2018	Инженер
4	Подбор и изучение материалов по теме	2	10.02.2018	12.02.2018	Инженер
5	Календарное планирование работ	1	12.02.2018	13.02.2018	Руководитель, инженер
6	Изучение возможностей расчётной модели	1	13.02.2018	14.02.2018	Инженер
7	Освоение методики расчёта на практике	1	14.02.2018	14.02.2018	Инженер
8	Проведение расчётов	45	15.02.2018	30.03.2018	Инженер
9	Анализ полученных данных	2	28.03.2018	30.03.2018	Инженер
10	Обобщение и оценка результатов	1	30.03.2018	30.03.2018	Руководитель, инженер
11	Составление пояснительной записки	72	14.02.2018	25.04.2018	Инженер
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	1	26.04.2018	27.04.2018	Руководитель, инженер
13	Подготовка к защите	29	27.04.2018	25.05.2018	Инженер

В таблице 3.6 представлен календарный план-график проведения научного исследования.

Таблица 3.6 – Календарный план-график проведения научного исследования

№ ра бо т	Вид работ	Исполн ители	Т _к , ка л.д н	Продолжительность выполнения работ													
				Февраль			Март			Апрель			Май			Июнь	
				1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2
1	Разработка технического задания	Р	2	■													
2	Составление и утверждение технического задания	Р	2		■												
3	Выбор направления исследований	Р, И	5		■	■											
4	Подбор и изучение материалов по теме	И	2		■												
5	Календарное планирование работ	Р, И	1		■												
6	Изучение возможностей расчётной модели	И	1		■												
7	Освоение методики расчёта на практике	И	1		■												
8	Проведение расчётов	И	45		■	■	■	■	■								
9	Анализ полученных данных	И	2						■								
10	Обобщение и оценка результатов	Р, И	2						■	■							
11	Составление пояснительной записки	И	72		■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	Р, И	1										■				
13	Подготовка к защите	И	29											■	■	■	

 – Руководитель
  – Инженер

3.3 Бюджет научного исследования

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

группировка затрат по статьям [27]:

- материальные затраты;
- затраты на специальное оборудование для научных (экспериментальных) работ;
- основная заработная плата исполнителей темы;
- дополнительная заработная плата исполнителей темы;
- отчисления во внебюджетные фонды (страховые отчисления);
- накладные расходы.

3.3.1 Расчёт материальных затрат

Основными затратами в данной исследовательской работе являются затраты на электроэнергию и приобретение канцелярских товаров. Основными устройствами, потребляющими электроэнергию, являлись: персональный компьютер NEXCOM и расчетная машина. Для оформления пояснительной записки и выполнения расчетов в течение 440 часов использовался компьютер NEXCOM, мощность которого составляет 120 Вт, а также в течение 240 часов использовалась расчетная машина на базе двухпроцессорной материнской платы с двумя процессорами Intel Xeon E5645, мощность которой – 250 Вт. Результаты расчётов по затратам на материалы приведены в таблице 3.3.1.

Затраты на электроэнергию рассчитываются по формуле:

$$C = C_{эл} \cdot P \cdot F_{об} = 5,8 \cdot (0,12 \cdot 440 + 0,25 \cdot 480) = 1003 \text{ руб,}$$

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

P – мощность оборудования, кВт;

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

Данный пункт рассчитывает затраты на приобретения оборудования, используемого в проведении работы. Специальное оборудование, используемое для работы, входит в виде амортизационных отчислений за период использования. Цена компьютера NEXCOM составляет 82 тысячи рублей, а

расчетной машины – 200 тысяч рублей, при этом заявленный срок службы составляет 10 лет для NEXCOM и 5 лет для расчетной машины. Исходя из этого, были рассчитаны амортизационные отчисления и норма амортизации для данных средств.

Расчет амортизационных отчислений ведется по формуле:

$$A = \frac{H_A \cdot C \cdot T_0}{365 \cdot 100\%},$$

где A – амортизационные отчисления, руб.;

C – стоимость оборудования, руб.;

H_A – годовая норма амортизации, %;

T_0 – время использования оборудования.

Годовая норма амортизации для персонального компьютера NEXCOM составляет 10 %, а для расчетной машины – 20 %.

Рассчитаем амортизационные отчисления за период использования ПК NEXCOM:

$$A = \frac{H_A \cdot C \cdot T_0}{365 \cdot 100\%} = \frac{10 \cdot 82000 \cdot 90}{365 \cdot 100\%} = 2022 \text{ руб.}$$

Амортизационные отчисления за период использования расчетной машины:

$$A = \frac{H_A \cdot C \cdot T_0}{365 \cdot 100\%} = \frac{20 \cdot 200000 \cdot 20}{365 \cdot 100\%} = 2192 \text{ руб.}$$

Амортизационные отчисления по единицам оборудования приведены в таблице 3.7.

Таблица 3.7 – Амортизационные отчисления по единицам используемого оборудования.

Наименование оборудования	Количество	C , руб	H_A , %	T_0 , дни	A , руб
Персональный компьютер	1	82000	10	20	2022
Рабочая станция	1	200000	20	90	2192
Итого, руб.:					4214

Таблица 3.8 – Материальные затраты

Наименование	Марка, размер	Количество	Цена за единицу, руб.	Сумма, руб.
Электрoэнергия	–	173 кВт·ч	5,8	1003
Бумага	SvetoCopy	110	0,9	99
Печать на листе А4	–	110	1,5	165
Ручка	Pilot	1	50	50
Доступ в интернет	–	4 месяца	500	2000
Всего за материалы				3317
Транспортно-заготовительные расходы				0
Итого по статье C_m				3317

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:

$$C_{зп} = Z_{осн} + Z_{доп},$$

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

$Z_{доп}$ – дополнительная заработная плата.

Основная заработная плата руководителя рассчитывается по формуле:

$$Z_{осн} = Z_{дн} \cdot T_{раб},$$

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

$T_{раб}$ – продолжительность выполняемых работ, раб. дн.

Среднедневная заработная плата рассчитывается по следующей формуле:

$$Z_{дн} = \frac{Z_m \cdot M}{T_0},$$

где Z_m – месячный должностной оклад работника, руб.;

M – количество месяцев работы без отпуска в течение года:

- а) при отпуске в 56 раб. дн. $M = 10,1$ месяца, 5-дневная неделя;
- б) при отпуске в 48 раб. дн. $M = 10,4$ месяца, 6-дневная неделя.

T_0 – действительный годовой фонд рабочего времени

научно-технического персонала, раб. дн. (таблица 3.9).

Таблица 3.9 – Баланс рабочего времени

Показатели рабочего времени	Руководитель	Инженер
Календарное число дней	365	365
Количество нерабочих дней (выходные и праздничные):	118	118
– выходные;	100	100
– праздничные.	18	18
Отпуск	45	28
Действительный годовой фонд рабочего времени	218	232

Инженер во время написания диплома во РФЯЦ-ВНИИЭФ ежемесячно получает стипендию в размере 13000 руб. Основная заработная плата научного руководителя рассчитывается на основании отраслевой оплаты труда. Отраслевая система оплаты труда в РФЯЦ-ВНИИЭФ предполагает следующий состав заработной платы:

- оклад – определяется предприятием, в РФЯЦ-ВНИИЭФ оклады распределены в соответствии с занимаемыми должностями;
- стимулирующие выплаты – устанавливаются руководителем подразделений за эффективный труд, выполнение дополнительных обязанностей и т.д.;
- доплата за работу во вредных условиях труда;
- доплата за работу со сведениями, составляющими государственную тайну;
- целевое бюджетное финансирование на материальную поддержку для работников ЯОК, работающих по ГОЗ;
- оперативная премия.

Для расчёта месячного должностного оклада работника применяется формула:

$$Z_m = Z_{ок} \cdot k_z,$$

где $Z_{ок}$ – заработная плата по окладу, руб.;

k_z – зонный коэффициент, равный 1,2 (для города Саров).

Руководителем данной научно-исследовательской работы является сотрудник в должности начальника научно-исследовательской лаборатории окладом 26100 руб. Расчёт основной заработной платы приведён в таблице 3.10.

Таблица 3.10 – Расчёт основной заработной платы

Исполнители	$Z_{ок}$, руб.	Z_m , руб.	$Z_{он}$, руб.	$T_{раб}$, дн.	$Z_{осн}$, руб.
Руководитель	26100	31300	1490	8	11924
Инженер	10833	13000	619	63	39000
Итого $Z_{осн}$:					50924

3.3.3 Дополнительная заработная плата исполнителей темы

Затраты по дополнительной заработной плате исполнителей темы учитывают величину предусмотренных Трудовым кодексом РФ доплат за отклонение от нормальных условий труда, а также выплат, связанных с обеспечением гарантий и компенсаций.

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

$$Z_{доп} = k_{доп} \cdot Z_{осн},$$

где $Z_{доп}$ – дополнительная заработная плата, руб.;

$k_{доп}$ – коэффициент дополнительной заработной платы;

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

Примем коэффициент дополнительной заработной платы для научного руководителя равным 15 %. Результаты расчёта основной и дополнительной

заработной платы исполнителей научного исследования представлены в таблице 3.11.

Таблица 3.11 – Заработная плата исполнителей исследовательской работы

Заработная плата	Руководитель	Инженер
Основная зарплата, руб.	11924	39000
Дополнительная зарплата, руб.	1789	5850
Зарплата исполнителя, руб.	13713	44850
Итого по статье $C_{зп}$, руб.:	58563	

3.3.4 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:

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

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

Величина отчислений во внебюджетные фонды составляет:

$$C_{внеб} = 0,3 \cdot (11924 + 1789 + 39000 + 5850) = 17569 \text{ руб.}$$

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 другого оборудования.

Расчет накладных расходов ведется по следующей формуле:

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

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

Накладные расходы в РФЯЦ-ВНИИЭФ составляют от 90 до 100 % от суммы основной и дополнительной заработной платы работников, участвующих в выполнении темы. Примем коэффициент накладных расходов равный 100 %.

Накладные расходы составляют:

$$C_{накл} = 1 \cdot (11924 + 1789 + 39000 + 5850) = 58563 \text{ руб.}$$

3.3.6 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта

Расчитанная 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 3.12.

Таблица 3.12 – Расчёт бюджета затрат исследовательского проекта

Наименование статьи	Сумма, руб
1. Материальные затраты исследования	3317
2. Амортизационные отчисления	4214
3. Затраты по основной заработной плате исполнителей темы	50924
4. Затраты по дополнительной заработной плате исполнителей темы	7639
5. Отчисления во внебюджетные фонды	17569
6. Накладные расходы	58563
Бюджет затрат исследования	142225

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 [27].

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.

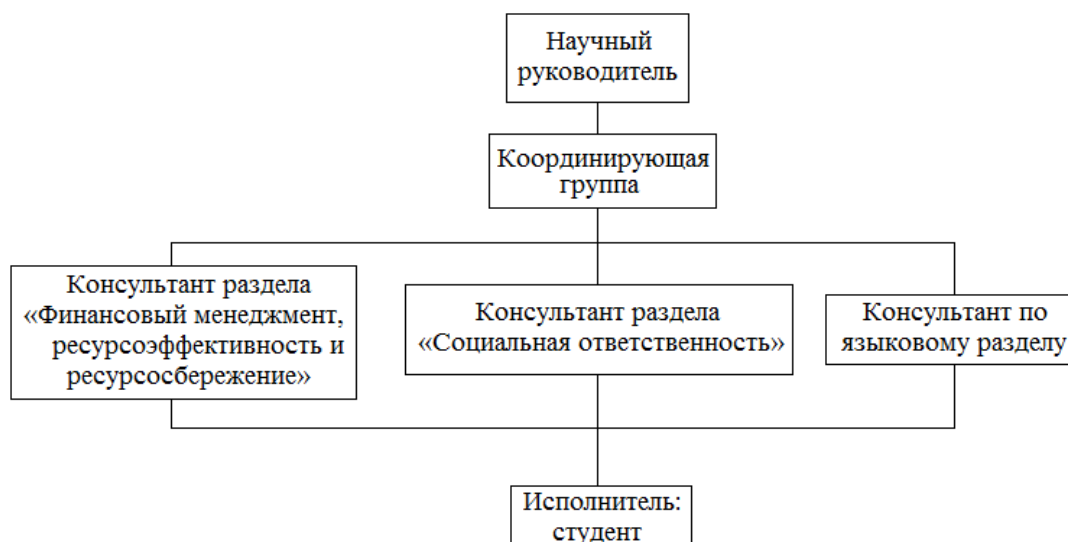


Рисунок 3.3 – Организационная структура научного проекта

3.5 Матрица ответственности

Степень ответственности каждого члена команды за принятые полномочия регламентируется матрицей ответственности. Матрица ответственности данного проекта представлена в таблице 3.13.

Таблица 3.13 – Матрица ответственности

Этапы проекта	Научный руководитель	Консультант раздела «Финансовый менеджмент»	Консультант раздела «Соответственность»	Консультант по языковому разделу	Инженер
Разработка технического задания	О				
Составление и утверждение технического задания	О				
Выбор направления исследований	О				И
Подбор и изучение материалов по теме	С				И
Календарное планирование работ	О				И
Изучение возможностей расчётной модели					И
Освоение методики расчёта на практике					И
Проведение расчётов	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 Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической 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 (см. табл. 3.14). 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:

$$I_{финр}^{исп.i} = \frac{\Phi_{pi}}{\Phi_{max}},$$

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

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

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

Полученная величина интегрального финансового показателя разработки отражает соответствующее численное увеличение бюджета затрат разработки в разгах (значение больше единицы), либо соответствующее численное

удешевление стоимости разработки в разгах (значение меньше единицы, но больше нуля).

Так как разработка имеет одно исполнение, то

$$I_{финр}^p = \frac{\Phi_p}{\Phi_{\max}} = \frac{142225}{142225} = 1;$$

Для аналогов соответственно:

$$I_{фина1}^{a1} = \frac{\Phi_{a1}}{\Phi_{\max}} = \frac{209685}{142225} = 1,57; \quad I_{фина1}^{a2} = \frac{\Phi_{a1}}{\Phi_{\max}} = \frac{161632}{142225} = 1,21.$$

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

$$I_{pi} = \sum a_i \cdot b_i,$$

где I_{pi} – интегральный показатель ресурсоэффективности для i -го варианта исполнения разработки;

a_i – весовой коэффициент i -го варианта исполнения разработки;

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

n – число параметров сравнения.

Расчёт интегрального показателя ресурсоэффективности представлен в таблице 3.14.

Таблица 3.14 – Сравнительная оценка вариантов исполнения проекта

Критерии \ ПО	Весовой коэффициент параметра	Текущий проект	Аналог 1	Аналог 2
1. Возможность бесплатного получения или наличие лицензии на ПС в организации	0,2	5	5	5
2. Точность расчета в ПС	0,25	5	4	3
3. Удобство использования ПС	0,05	3	5	5
4. Функционал ПС	0,25	5	4	2
5. Универсальность ПС	0,25	5	5	3
Итого	1	4,9	4,5	3,25

Интегральный показатель эффективности вариантов исполнения разработки ($I_{финр}^p$) и аналога ($I_{финаi}^{ai}$) определяется на основании интегрального показателя ресурсоэффективности и интегрального финансового показателя по формуле:

$$I_{финр}^p = \frac{I_m^p}{I_{финр}^p}; I_{финаi}^{ai} = \frac{I_m^{ai}}{I_{финаi}^{ai}}.$$

В результате:

$$I_{финр}^p = \frac{I_m^p}{I_{финр}^p} = \frac{4,9}{1} = 4,9; I_{фина1}^{a1} = \frac{I_m^{a1}}{I_{фина1}^{a1}} = \frac{4,50}{1,57} = 2,86;$$

$$I_{фина2}^{a2} = \frac{I_m^{a2}}{I_{фина2}^{a2}} = \frac{3,25}{1,21} = 2,68.$$

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

Сравнительная эффективность проекта:

$$\mathcal{E}_{cp} = \frac{I_{финр}^p}{I_{финаi}^{ai}}$$

Результат вычисления сравнительной эффективности проекта и сравнительная эффективность анализа представлены в таблице 3.15.

Таблица 3.15 – Сравнительная эффективность разработки

№	Показатели	Аналог 1	Аналог 2	Разработка
1	Интегральный финансовый показатель разработки	1,57	1,21	1
2	Интегральный показатель ресурсоэффективности разработки	4,50	3,25	4,9
3	Интегральный показатель эффективности	2,86	2,68	4,9
4	Сравнительная эффективность вариантов исполнения	1,57	1,21	1

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.

Список публикаций студента

1. Шаманин И. В., Беденко С. В., Луцик И. О., Мухнуров И. А., Роман Матиас Р. -. Эффективность итерационного способа решения условно-критической задачи переноса нейтронов в подкритических системах // Ломоносов - 2017. Секция «Физика»: сборник тезисов докладов XXIV Международной конференции студентов, аспирантов и молодых ученых по фундаментальным наукам, Москва, 10-14 Апреля 2017. – Москва: МГУ им. М.В. Ломоносова, 2017 - С. 66-67

2. Пименова М. Н., Грачев В. М., Шаманин И. В., Беденко С. В., Луцик И. О., Кнышев В. В. Экономичный метод решения условно-критической задачи переноса нейтронов в диффузионном приближении // Современные проблемы физики и технологий: тезисы докладов VI Международной молодежной научной школы-конференции, посвященной 75-летию НИЯУ МИФИ и 95-летию академика Н.Г. Басова: в 2 т., Москва, 17-21 Апреля 2017. – Москва: НИЯУ МИФИ, 2017 – Т. 2 – С. 281-283

3. Луцик И. О., Беденко С. В., Украинец О. А. Расчет характеристик нейтронного излучения в подкритических системах с керамическим ядерным материалом // Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: сборник тезисов докладов IX Международной научно-практической конференции, посвященной 50-летию исследовательского ядерного реактора ТПУ, Томск, 21-22 Сентября 2017. – Томск: ТПУ, 2017 – С. 61

4. Луцик И. О., Беденко С. В., Нестеров В. Н., Зорькин А. И., Роман Матиас Р. -. Групповое приближение в решении задач переноса нейтронов // Актуальные проблемы инновационного развития ядерных технологий: материалы конференции в рамках Научной сессии НИЯУ МИФИ, Северск, 10-14 Апреля 2017. – Северск: СТИ НИЯУ МИФИ, 2017 – С. 87

5. Луцик И. О., Беденко С. В. Итерационная схема решения условно-критической задачи в подкритических системах с керамическими

делящимися материалами // VIII школа-конференция молодых атомщиков Сибири: сборник тезисов докладов, Томск, 17-19 Мая 2017. – Томск: ТУСУР, 2017 – С. 79

6. Иванова А. А., Беденко С. В., Луцик И. О. Выжигание младших актиноидов в эпитепловом спектре нейтронов // VIII школа-конференция молодых атомщиков Сибири: сборник тезисов докладов, Томск, 17-19 Мая 2017. – Томск: ТУСУР, 2017 – С. 130

7. Ivanova A. A., Bedenko S. V., Lutsik I. O. Survival of the minor actinides in the epithermal spectrum of neutrons // Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: сборник тезисов докладов IX Международной научно-практической конференции, посвященной 50-летию исследовательского ядерного реактора ТПУ, Томск, 21-22 Сентября 2017. – Томск: ТПУ, 2017 – С. 10-11

8. Шаманин И. В., Беденко С. В., Кнышев В. В., Мендоса Кирос О. - , Луцик И. О. Ядерно-физические и теплофизические особенности эксплуатации дисперсионного ядерного топлива // XV Курчатовская междисциплинарная молодежная научная школа: сборник аннотаций, Москва, 14-17 Ноября 2017. - Москва: Курчатовский институт, 2017 - С. 26

9. И.С. Бирик, И.О. Луцик, О.А. Украинец. О технологии утилизации плутониевых альфа-источников // XV-я Курчатовская междисциплинарная молодежная научная школа: сборник аннотаций; Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт». – Москва: Изд-во НИЦ «Курчатовский институт», 2017. – [С. 37-38].

10. И.В. Шаманин, С.В. Беденко, И.М. Губайдулин, И.О. Луцик. Изотопный состав и радиационные характеристики отработавшего топливного блока реакторной установки IV поколения // XV-я Курчатовская междисциплинарная молодежная научная школа: сборник аннотаций; Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт». – Москва: Изд-во НИЦ «Курчатовский институт», 2017. – [С. 36].

11. И.О. Луцик, С.В. Беденко. Детерминистический подход при расчете спектра нейтронного излучения подкритических систем // Высокие технологии в современной науке и технике (ВТСНТ-2017): сборник научных трудов VI Международной научно-технической конференции молодых ученых, аспирантов и студентов / под ред. А.Н. Яковлева; Томский политехнический университет. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2017. – [С. 362-363].

12. И.О. Луцик, О.А. Украинец, С.В. Беденко. Расчет спектра нейтронного излучения систем с ядерными материалами космического назначения // Инновации в атомной энергетике: сб. докладов конференции молодых специалистов (23–24 мая 2017 г., Москва). – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2017. – [С. 399-402].

13. И.В. Шаманин, С.В. Беденко, О.А. Украинец, И.О. Луцик, А.О. Иванова. Дозовые характеристики облученного топливного блока реакторной установки IV поколения // Инновации в атомной энергетике: сб. докладов конференции молодых специалистов (23–24 мая 2017 г., Москва). – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2017. – [С. 319-321].

14. И.О. Луцик, С.В. Беденко, И.М. Губайдулин, И.В. Шаманин. Расчет спектра нейтронов облученного топливного блока ВГТРУ // Будущее атомной энергетики. XIII Международная научно-техническая конференция (Обнинск: 27-30 ноября 2017) – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2017. – [С.30-32].

15. И.О. Луцик, В.С. Кузьмин, Д.В. Посохов. Разработка матричного материала для утилизации высокоактивных отходов // Будущее атомной энергетики. XIII Международная научно-техническая конференция (Обнинск: 27-30 ноября 2017) – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2017. – [С.337-339].

16. И.О. Луцик, О.А. Украинец, С.В. Беденко. Расчет спектра нейтронного излучения систем с ядерными материалами космического назначения // Инновации в атомной энергетике: сб. тезисов докладов

конференции молодых специалистов (23–24 мая 2017 г., Москва). – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2017. – [С. 52-53].

17. И.В. Шаманин, С.В. Беденко, О.А. Украинец, И.О. Луцки, А.О. Иванова. Дозовые характеристики облученного топливного блока реакторной установки IV поколения // Инновации в атомной энергетике: сб. тезисов докладов конференции молодых специалистов (23–24 мая 2017 г., Москва). – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2017. – [С. 43-44].