

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

Институт Физико-технический

Направление подготовки 14.04.02 Ядерные физика и технологии

Кафедра Физико-энергетические установки

**МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ**

Тема работы
Применение плутоний-содержащего топлива в реакторе ВВЭР

УДК 621.039.543:621.039.577

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM5B	Цзан Хунжань		

Руководитель

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент каф. ФЭУ ФТИ	Наймушин А.Г.	к.ф.-м.н.		

**КОНСУЛЬТАНТЫ:**

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент каф. МЕН ИСГТ	Верховская М.В.	к.экон.наук		

По разделу «Социальная ответственность»

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

**ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:**

Зав. кафедрой	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Директор ФЭУ ФТИ	Долматов О.Ю.	к.ф.-м.н.		

Томск – 2017 г.

## Планируемые результаты обучения

Код результата	Результат обучения
<b><i>Профессиональные компетенции</i></b>	
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 радиоэкологии, 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.
<b><i>Общекультурные компетенции</i></b>	
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»**

Институт Физика-технический  
Направление подготовки 14.04.02 Ядерная физика и технологии  
Кафедра Физико-энергетические установки

УТВЕРЖДАЮ:

Зав. кафедрой:

\_\_\_\_\_  
(Подпись)      \_\_\_\_\_ (Дата)      \_\_\_\_\_ (Ф.И.О.)

**ЗАДАНИЕ**  
**на выполнение выпускной квалификационной работы**

В форме:

Магистерской диссертации

Студенту:

Группа	ФИО
0AM5B	Цзан Хунжань

Тема работы:

Применение плутоний-содержащего топлива в реакторе ВВЭР

Утверждена приказом директора (дата, номер)

Срок сдачи студентом выполненной работы:

**ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:**

<b>Исходные данные к работе</b>	– Технические данные по проекту В-320 реактор ВВЭР-1000
<b>Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов</b>	– моделирование тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 – определение нейтронно-физических характеристик стандартной тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 – выбор перспективной топливной композиции, геометрических параметров и конструкционных материалов и расчет свойств модернизированных тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР
<b>Перечень графического материала</b>	Презентация ВКР в Power Point
<b>Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы</b>	

<b>Раздел</b>	<b>Консультант</b>
Социальная ответственность	Гоголева Татьяна Сергеевна
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Верховская Марина Витальевна
<b>Названия разделов, которые должны быть написаны на иностранном языке:</b>	
Английский	Семенов Андрей Олегович

<b>Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику</b>	13.03.2017 г
-------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------

**Задание выдал руководитель:**

<b>Должность</b>	<b>ФИО</b>	<b>Ученая степень, звание</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
Доцент каф. ФЭУ ФТИ	Наймушин А.Г	д.ф.-м.н.		

**Задание принял к исполнению студент:**

<b>Группа</b>	<b>ФИО</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
0AM5B	Цзан Хунжань		

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

Студенту:

<b>Группа</b>	<b>ФИО</b>
0AM5B	Цзан Хунжань

<b>Институт</b>	Физико-технический	<b>Кафедра</b>	Физико-энергетические установки
<b>Уровень образования</b>	Магистратура	<b>Направление/специальность</b>	14.04.02 Ядерная физика и технологии/Ядерные реакторы и энергетические установки

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

1. Стоимость ресурсов научного исследования (НИ): Материально-технических, энергетических, финансовых, информационных и человеческих	1. Стоимость материалов. 2. Зарботная плата руководителя проекта. 3. Зарботная плата исполнителей проекта.
2. Нормы и нормативы расходования ресурсов	1. Нормы рабочего времени, выполнения проекта
3. Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования	1. Ставка налога отчисления во внебюджетные фонды. 2. Процент дополнительной заработной платы.

**Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:**

1. Оценка коммерческого потенциала, перспективности и альтернатив проведения НИ с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения	1. Оценка конкурентоспособности проекта 2. Планирование работ в течении осуществления проекта.
2. Планирование и формирование бюджета научных исследований	1. Планирование и расчет бюджета научной-исследовательской работы.
3. Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования	1. Определение эффективности и перспектив научного исследования.

**Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей):**

1. График проведения и бюджет НИ
2. Оценка ресурсной, финансовой и экономической эффективности НИ

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику

**Задание выдал консультант:**

<b>Должность</b>	<b>ФИО</b>	<b>Ученая степень, звание</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
Доцент каф. МЕН ИСГТ	Верховская М.В.	Канд.экон.наук		

**Задание принял к исполнению студент:**

<b>Группа</b>	<b>ФИО</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
0AM5B	Цзан Хунжань		

## ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА «СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»

Студенту:

Группа	ФИО
0AM5B	Цзан Хунжань

Институт	Физико-технический	Кафедра	Физико-энергетические установки
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	14.04.02 Ядерные физика и технологии/Ядерные реакторы и энергетические установки

### Исходные данные к разделу «Социальная ответственность»:

<p>1. Описание рабочего места (рабочей зоны) на предмет возникновения:</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>– вредных проявлений факторов производственной среды (микроклимат, освещение, шумы, вибрации, электромагнитные поля, ионизирующее излучение);</li> <li>– опасных проявлений факторов производственной среды (электрической, пожарной и взрывной природы).</li> </ul>
<p>2. Знакомство и отбор законодательных и нормативных документов по теме</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>– электробезопасность;</li> <li>– пожаровзрывобезопасность;</li> <li>– требования охраны труда при работе на ПЭВМ.</li> </ul>

### Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

<p>1. Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>– действие фактора на организм человека;</li> <li>– приведение допустимых норм с необходимой размерностью (со ссылкой на соответствующий нормативно-технический документ);</li> <li>– предлагаемые средства защиты (коллективные и индивидуальные).</li> </ul>
<p>2. Анализ выявленных опасных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>– электробезопасность (в т.ч. статическое электричество, средства защиты);</li> <li>– пожаровзрывобезопасность (причины, профилактические мероприятия, первичные средства пожаротушения).</li> </ul>

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

### Задание выдал консультант:

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

### Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM5B	Цзан Хунжань		

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

---

Институт – Физика-технический

Направление подготовки (14.04.02) – Ядерная физика и технологии

Уровень образования – Магистр

Кафедра – Физико-энергетические установки

Период выполнения весенний семестр 2016/2017 учебного года

Форма представления работы:

Магистерская диссертация

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

Срок сдачи студентом выполненной работы:	15.06.2017
------------------------------------------	------------

Дата контроля	Название раздела (модуля) / вид работы (исследования)	Максимальный балл раздела (модуля)
15.03.2017 г.	Обзор литературы	20
20.03.2017 г.	Объект и методы исследования	25
25.03.2017 г.	Расчет и аналитика	25
20.04.2017 г.	Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	15
27.04.2017 г.	Социальная ответственность	15

Составил преподаватель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент каф. ФЭУ ФТИ	Наймушин А.Г.	д.ф.-м.н.		

**СОГЛАСОВАНО:**

Зав. кафедрой	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Директор ФЭУ ФТИ	Долматов О.Ю.	к.ф.-м.н.		

## Реферат

Данная выпускная квалификационная работа содержит 113 с, 20 рисунков, 27 таблиц, 20 источников. Целью работы является расчет нейтронно-физических параметров активной зоны ядерного водо-водяного реактора, оптимизация топливной композиции для реактора ВВЭР-1000, провести расчет нейтронно-физических параметров активной зоны ядерного водо-водяного реактора. В работе представлены теоретические основы по основным понятиям физической теории реакторов, описанию ядерно-топливного цикла с применением плутония, как делящегося вещества. В ходе работы был определен технические данные по проекту В-320 реактор ВВЭР-1000. Были исследованы моделирование тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000, определение нейтронно-физических характеристик стандартной тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000, выбор перспективной топливной композиции, геометрических параметров и конструкционных материалов и расчет свойств модернизированных тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР. Ключевые слова: ядерный реактор, МОКС, состав топлива, коэффициент размножения.



## Обозначения и сокращения

ЯЭУ – ядерная энергетическая установка;

МОКС – МОХ-топливо (mixed-oxide fuel);

ЯР – ядерный реактор;

ВВЭР – водо–водяной энергетический реактор;

ТВС – тепловыделяющая сборка;

РБМК – реактор большой мощности канальный;

АЗ – активная зона;

АЭС – атомная электростанция;

ЕРР – единица работы разделения.

## Содержание

Введение.....	13
1 Теоретическая часть.....	15
1.1 Основные понятия физической теории реакторов .....	15
1.2 Общая организация нейтронно–физических расчетов.....	18
1.3 Расчеты изменения нуклидного состава.....	24
Учет затрат топлива Проблемы .....	25
1.3.1 Основное содержание стоимости топлива учета.....	26
1.3.2 Замер затраты на приобретение топлива.....	27
1.3.3 Природный уран в обогащенный уран .....	27
1.3.4 Состав стоимости сборки ядерного топлива.....	28
2 Описание ядерно–топливного цикла с применением плутония, как делящегося вещества .....	30
2.1 Способы получения изотопов плутония.....	30
2.2 Виды плутония: оружейный и энергетический .....	33
2.3 Нарботка плутония.....	40
3 Описание расчетной модели .....	45
3.1 Пример задания входных данных для программы WIMS-D4 .....	45
3.2 Краткое описание работы программы WIMS-D4 .....	51
4 Экспериментальная часть.....	55
5 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение 64	
5.1 Оценка коммерческого потенциала и перспективности проведения	

научных исследований с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения .....	64
SWOT-анализ.....	66
5.2 Планирование научно-исследовательских работ.....	70
5.2.1 Структура работ в рамках научного исследования .....	71
5.2.2 Разработка графика проведения научного исследования .....	72
5.2.3 Бюджет научно-технического исследования (НТИ) .....	75
5.3 Оценка сравнительной эффективности исследования .....	78
6 Социальная ответственность .....	82
6.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов.....	82
6.2 Разработка мероприятий по снижению уровней вредного и опасного воздействия и устранения их влияния при работе на ПЭВМ.....	84
6.2.1 Организационные мероприятия.....	84
6.2.2 Технические мероприятия.....	84
6.2.3 Условия безопасной работы.....	86
6.3 Электробезопасность .....	88
6.4 Пожарная и взрывная безопасность.....	90
Заключение .....	93
Список литературы .....	95
Приложение А .....	97
Abstract .....	97
Introduction .....	99
1. Description of calculation model .....	102
1.1 Task example of input data for WIMS-D4 program.....	102

1.2 Description WIMS-D4 operation.....	107
Conclusion.....	111
Reference.....	112

## **Введение**

Одним из важнейших условий для широкого использования ядерной энергии в промышленных масштабах является безопасность.

Квалифицированная эксплуатация ЯЭУ требует не только тщательного соблюдения технологических норм и инструкций по управлению реактором, но и достаточно глубокого понимания инженерно–техническим персоналом сути физических процессов, происходящих в реакторе, и применяемых методов оценки различных эффектов. Собственно проблема надежного управления цепной реакцией деления ядер под действием нейтронов лежит в основе большинства вопросов безопасности ЯЭУ.

Важнейшая задача физики реакторов состоит в том, чтобы предвидеть поведение реактора и всей ЯЭУ в целом при нормальной работе ЯР и при отклонениях от стационарного режима. Для прогнозирования поведения ЯЭУ требуется изучение физических параметров, осуществляемое с помощью различных экспериментальных и расчетных методов и программ.

Развитие ядерной отрасли невозможно без внедрения в практику новых решений. Вопрос об использовании плутония, который вырабатывается на действующих атомных станциях, всегда был актуальным и в нашей стране, и на Западе. Мы всегда считали, что плутоний – эффективное топливо для быстрых реакторов, для реакторов-размножителей, поскольку именно реакторы на быстрых нейтронах с использованием плутония наиболее эффективны для воспроизводства нового топлива и сырья.

Использование МОКС-топлива важно с точки зрения экономии топливных ресурсов: меньше потребности в сырьевом уране. Это топливо практически безотходное, а значит, экологичное. Ведь мы позиционируем ядерные станции как самый экологически чистый источник энергии.

Поэтому в МОКС топливе реакторный плутоний разбавляют ураном, никогда не бывавшим в реакторе, что, естественно, удорожает смешанное топливо и не позволяет утилизировать постреакторный уран.

**Цель:**

- Оптимизация топливной композиции для реактора ВВЭР–1000.

**Задачи:**

- Проведение расчета нейтронно–физических параметров активной зоны ядерного водо–водяного реактора.
- Модерирование топливной ячейки водо–водяного ядерного реактора в бесконечной среде, используя программу WIMS–D5B.
- Определение зависимости размножающей способности ячейки от изменения нуклидного состава при изменении концентрации делящегося изотопа U–235.
- Исследование влияния начального обогащения топлива на длину кампании при различном содержании U–235 в топливе.
- Исследование количества единиц работы разделения, необходимое для получения 1 кг обогащенного урана (различного обогащения) при различном содержании U–235 в топливе.
- Оптимизация численной модели исследуемой ядерной установки
- Оценка внедрения альтернативных топливных материалов, на нейтронно–физические характеристики установки
- Выбор оптимальной топливной композиции

# 1 Теоретическая часть

## 1.1 Основные понятия физической теории реакторов

Уравнение Больцмана (уравнение переноса) лежит в основе всей физики реакторов. Вид и форма уравнения переноса рассматриваются во многих пособиях и монографиях. Здесь мы ограничимся лишь тем, что запишем само уравнение и напомним его основные ограничения.

Итак, уравнение Больцмана в интегро–дифференциальной форме выглядит как

$$\frac{1}{V} \frac{\partial \Phi}{\partial t} + \bar{\Omega} \nabla \Phi + \Sigma_t \Phi = \iint \Sigma'_s \Phi' dE' d\bar{\Omega}' + \chi \iint \nu \Sigma'_f \Phi' dE' d\bar{\Omega}' + Q \quad (1.1)$$

Входящие в состав уравнения искомая функция плотности потока  $\Phi$  и константы среды зависят от переменных  $t, (x, y, z), E, Q$  ( $t, (x, y, z), E', Q'$ , если помечены штрихом). Все обозначения стандартны. К уравнению (1) должны быть добавлены граничные и начальные условия, а при отсутствии внешнего источника желательны еще и условия нормировки.

Перечислим основные ограничения уравнения Больцмана.

Основной величиной, описывающей развитие цепной ядерной реакции деления (и баланс нейтронов в реакторе) является эффективный коэффициент размножения нейтронов  $K_{эф}$ . Есть несколько определений этой величины, самым простым и понятным по физическому смыслу является такое:  $K_{эф}$  есть отношение числа нейтронов в данном поколении к соответствующему числу нейтронов поколения, непосредственно ему предшествующего.

$$K_{эф} = N_i / N_{i-1} = (N_{i-1} \pm \Delta N) / N_{i-1} = 1 \pm \Delta k_{эф}, \quad (1.2)$$

обозначается –  $K_{eff}$ ,  $K_{эфф}$ ,  $K_{эф}$ .

Физически  $\Delta K_{эф}$  – это доля изменения количества нейтронов (делений) в новом поколении по отношению к нейтронам (делениям) в предыдущем поколении.

Если  $K_{эф} < 1$ , то система находится в подкритическом состоянии, цепная реакция затухает.  $\Delta K_{эф}$  в этом случае отрицательна, но для характеристики этого состояния реактора используется абсолютная величина этого значения, которая называется под критичностью ЯР.

Если  $K_{эф} > 1$ , то система находится в надкритическом состоянии, идет нарастание цепной реакции деления (ЦРД). положительна и называется над критичностью ЯР. Максимально возможная над критичность, если бы все поглотители были бы извлечены из активной зоны, называется запасом над критичности.

Если  $K_{эф} = 1$ , то система находится в критическом состоянии, идет стационарная самоподдерживающаяся ЦРД.

Коэффициент размножения для ядерного реактора на тепловых нейтронах конечных размеров связан с коэффициентом размножения бесконечной среды ( $K_{\infty}$ ):  $K_{эф} = K_{\infty} P_z P_d$ ,

где  $P_z P_d$  – вероятности нейтрону избежать утечки из реактора в процессе замедления и диффузии.  $k_{\infty}$  представляет собой размножающие свойства активной зоны с данным составом материалов.

Чаще состояние ЯР характеризуют не коэффициентом размножения, а реактивностью – относительным отклонением  $K_{эф}$  от единицы.

$$\rho = \frac{k_{эф} - 1}{k_{эф}} = \pm \frac{\Delta k_{эф}}{k_{эф}} = \pm \frac{\Delta n}{n}, \quad (1.3)$$

что физически представляет собой долю изменения количества нейтронов (делений) в новом поколении по отношению ко всем нейтронам (делениям) предыдущего поколения. Реактивность – это степень отклонения реактора от



критического состояния. Запас реактивности ЯР ( $\rho_{\text{зап}}$ ) – это максимально возможная реактивность при полностью извлеченных из активной зоны всех поглотителях нейтронов.

Реактивность характеризует реакцию активной зоны ЯР на изменение ее размножающих свойств в результате воздействия различных материальных и геометрических факторов (температуры, концентрации делящихся и поглощающих материалов, положение регулирующих органов).

Реактивность измеряется в следующих единицах:

$$\rho = \frac{k_{\text{эф}} - 1}{k_{\text{эф}}} \quad \text{– в абсолютных единицах;}$$

$$\rho = \frac{k_{\text{эф}} - 1}{k_{\text{эф}}} \cdot 100 \% \quad \text{– в процентах } \frac{\Delta k_{\text{эф}}}{k_{\text{эф}}};$$

$$\rho = \frac{k_{\text{эф}} - 1}{k_{\text{эф}} \cdot \beta_{\text{эф}}} \quad \text{– в долях } \beta_{\text{эф}} \text{ (эффективной доли запаздывающих нейтронов).}$$

Выгорание ядерного топлива – это процесс превращения ядер делящегося нуклида в ядра других, неделящихся нуклидов вследствие деления и радиационного захвата нейтронов.

Одним из важнейших показателей качества технологии топлива в топливном цикле и экономичности работы ЯР является глубина выгорания топлива ( $B$ ). В активной зоне реактора определяется как отношение энерговыработки  $Q = Wt$  [ $\text{МВт} \cdot \text{сут}$ ], полученной за время  $t$  (сут) работы реактора на мощности  $W$  (МВт), к полной начальной загрузке  $m$  (т) урана (или всех тяжелых ядер).

$$B = Q / m = W \cdot t / m \quad [\text{МВт} \cdot \text{сут} / \text{т}] \quad (1.4)$$

В данном определении единицы размерностей МВт·сут могут быть заменены на ГВт·сут, а загрузка (начальная) в тоннах на загрузку по урану в килограммах.

Существует также определение глубины выгорания топлива как отношение массы выгоревшего делящегося нуклида к массе первоначально загруженного делящегося нуклида, выраженное в процентах. На некоторых реакторах глубина выгорания измеряется в килограммах шлаков на тонну первоначально загруженного делящегося нуклида (кг шл/тU).

Под шлакованием ядерного реактора понимают процесс накопления в топливе стабильных и долгоживущих нуклидов, участвующих в непроизводительном захвате нейтронов и приводящих к потере реактивности.

Воспроизводство ядерного топлива – это процесс образования в топливе вторичных делящихся нуклидов из нуклидов, которые не делятся на тепловых нейтронах. В реакторе, работающем на  $^{235}\text{U}$ , помимо его выгорания при радиационном захвате нейтронов ядрами  $^{238}\text{U}$  (реакция  $(n,\gamma)$ ) образуются ядра нового делящегося нуклида  $^{239}\text{Pu}$ . Затем в результате последовательных захватов образуются также ядра  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{243}\text{Pu}$  и так далее.

Интенсивность процесса воспроизводства ядерного топлива в реакторе характеризуется коэффициентом воспроизводства (КВ), равный отношению скорости образования ядер вторичного топлива к скорости выгорания ядер.

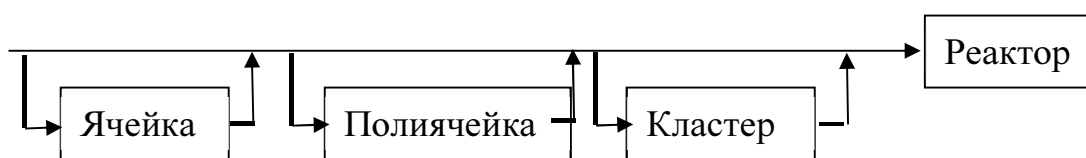
## **1.2 Общая организация нейтронно–физических расчетов**

Исходное уравнение (1.1) является общим, но чрезвычайно громоздким даже для численного решения. Рассмотрим некоторые пути его упрощения, применяемые в практике реакторных расчетов.

Макросечения  $\Sigma$  суть, строго говоря, функции пространственных координат. Во-первых, большинство реакторов гетерогенны по своей конструкции. Во-вторых, выгорание нуклидов и температурные поля существенно неоднородны. Для упрощения реактор разбивается на зоны, в пределах которых состав и температуры принимаются неизменными. Таким образом, макросечения в практике расчетов являются кусочно-постоянными по пространству.

Более того, расчеты реакторов проводятся в несколько этапов. Целью каждого из этапов, за исключением последнего, является упрощение пространственной зависимости.

В реакторе стараются выделить элементы периодичности, в качестве которых могут выступать элементарная ячейка или просто ячейка (как правило, твэл), полячейка (несколько соседних твэлов) или кластер (кассета). Схема расчета представлена на следующем рисунке.



*Рисунок 1.1 – Ячейки в реакторе*

В качестве ячейки могут рассматриваются (одинаковые по составу, температуре) твэлы или группы твэлов – ячейки (элементы периодичности), выделяемые в реакторе из условия симметрии. Этими ячейками, как элементами конструктора, заполняется весь объем реактора. Группы таких ячеек могут выделяться в качестве полячейки. Под кластером обычно понимают группы твэлов, стержней регулирования, объединенные конструктивно и имеющие общий механизм управления и перемещения.

В активной зоне, например, реактора ВВЭР твэлы располагаются в виде регулярной решетки – центральные оси твэлов расположены в узлах треугольной

регулярной решетки. Расстояние между осями рядом расположенных твэлов называется шагом решетки (шагом расстановки твэлов). Твэлы конструктивно объединены в группы – тепловыделяющие сборки (ТВС), которые в реакторах ВВЭР называют кассетами. Регулярность расстановки твэлов нарушается только на границе между ТВС – как правило, в этом месте шаг между осями граничных (периферийных) твэлов соседних сборок немного больше, чем шаг между твэлами внутри этих сборок. Внутри ТВС встречаются и другие элементы неоднородности:

- центральную ячейку сборки обычно занимают трубки, используемые в качестве опорной и несущей конструкции и для размещения внутризонных детекторов контроля параметров реактора (температурные датчики, детекторы ДПЗ для контроля плотности потока нейтронов);

- в массиве твэлов могут располагаться стержни СВП;

- в массиве твэлов могут располагаться пустотелые трубки, служащие направляющими каналами для перемещения внутри них стержней системы регулирования;

- в массиве твэлов могут находиться твэлы с разным материальным составом (обогащением).

Поэтому при расчетах реактора ВВЭР под ячейкой чаще понимают саму ТВС – именно такими ячейками, как элементами симметрии, можно заполнить весь объем активной зоны.

В реакторе типа РБМК под ячейкой понимают элемент симметрии, состоящий из графитового замедлителя нейтронов и технологического канала с 18-ю твэлами. Для этого реактора это тоже ячейка, хоть и не такая элементарная как твэл.

На каждом из этапов расчета решается уравнение переноса (1.1) в том или ином приближении. Под приближениями уравнения переноса понимают

упрощения этого уравнения, которые позволяют решить (1.1) в каждом конкретном случае:

- непрерывную зависимость микросечений от энергии нейтронов чаще всего заменяют кусочно–постоянной – в рамках многогруппового приближения;

- на пространство реактора можно наложить регулярную (или нерегулярную) сетку и различными итерационными методами находить решение уравнения (1.1) в узловых точках – получим конечно–разностную форму представления и решения данного уравнения;

- при разложении плотности потока нейтронов в ряд по полиномам Лежандра получается приближение метода сферических гармоник (PN–приближение); частный случай этого приближения, когда  $N=0$ , называется диффузионным приближением (P0);

- если непрерывную зависимость углового распределения плотности потока нейтронов представить в виде кусочно–постоянной – мы придем к методу дискретных ординат (SN–приближение);

- при решении уравнения переноса для ячейки реактора часто используют метод вероятности первых столкновений (ВПС или P1J);

- можно вообще не использовать никаких приближений, а моделировать истории нейтронов – тогда мы приходим к методу Монте–Карло (метод статистических испытаний); этот метод лежит в основе прецизионных программ расчета.

Как правило, грубые приближения уравнения (1.1) – диффузионное приближение, PN и SN приближения с  $N < 2$ , метод ВПС – лежат в основе большого круга программ, позволяющих быстро проводить расчет реактора. Эти быстродействующие одно–, дву– или трехмерные программы, в которых реализовано решение в малогрупповом приближении (число групп 1–2 и реже 4) относятся к классу инженерных расчетных программ.

Программы на основе метода Монте–Карло с точным моделированием геометрии активной зоны лежат в основе особо точных прецизионных расчетных программ.

Промежуточное положение занимают программы, в которых реализованы методы PN и SN с  $N > 3$ . Эти программы не такие быстродействующие, но позволяют получать решение уравнения (1.1) с гораздо более высокой точностью. Особенно если при решении используются многогрупповые библиотеки макроконстант.

Результатом расчета элемента периодичности (ячейки) являются усредненные по объему ячейки макроконстанты (с весом потоков). Простейший способ усреднения есть

$$\Sigma = \frac{\int_V \Sigma(x, y, z) \Phi(x, y, z) dx dy dz}{\int_V \Phi(x, y, z) dx dy dz} \quad (1.5)$$

Зоны постоянства макросечений (ячейки) должны быть оптически настолько велики, чтобы возможно было использовать уравнение диффузии (напомним, что уравнение диффузии несправедливо вблизи границ).

Заметим также, что в каждом из элементов периодичности также могут быть выделены подзоны, где макросечения не зависят от координат.

В зависимости от используемых программ и целей схема расчета может включать все представленные на рисунке элементы или только часть из них. Например, при инженерных расчетах реактора ВВЭР используются практически все элементы: сначала производится расчет отдельных ячеек и полиячеек, в качестве которых выступают ТВС и группы ТВС этого реактора (программы KACCETA, WIMS–D/4, GETERA). В результате получают наборы малогрупповых макроконстант таких ячеек для разных значений выгорания топлива, отравления и температур. Полученные наборы макроконстант

используются в трехмерных малогрупповых программах (серия БИПР для реактора ВВЭР) для расчета состояний реактора, эффектов реактивности, эффективности органов регулирования и кампании реактора.

Сделаем несколько замечаний. Во-первых, указанные определения ячейки и т.п. несколько условны. Искусный расчетчик может подойти к этим определениям творчески. Во-вторых, уравнение диффузии – слишком грубое приближение.

Ряд реакторов имеют свои специфические особенности. Наиболее известен здесь реактор ВТГР с его твэлами в виде «шариков с изюмом», где роль изюма выполняют микротвэлы. Здесь в качестве отдельного этапа расчета приходится вводить еще этап микроячейки. Такое явление называется двойной гетерогенностью.

Не все ТВС окружены другими такими же сборками – часть из них граничит с отражателем, часть окружена сборками с самым разным выгоранием, в исследовательских реакторах сборки граничат и с другими элементами реактора, например, с нейтронными ловушками (замедляющими полостями). Это приводит к тому, что падающий на сборку спектр нейтронов может быть самым разным. Если к тому же сама сборка (ячейка) имеет небольшие размеры (это особо характерно для исследовательских реакторов), то можно отметить, что окружение ячейки тоже влияет на формирование в ней спектра нейтронов, а значит и на макроконстанты ячейки.

Для учета окружения ячейки проводят расчеты полячек, когда в задании на расчет описывается и сама ячейка, и ее окружение. Таким образом при расчете макроконстант ячейки учитывается и ее окружение.

Схема расчета при проведении инженерных расчетов можно представить следующим образом:

Расчет ячейки реактора по специальным (ячеечным) программам (KASCETA, WIMS-D/4, GETERA). Получение наборов малогрупповых макроконстант. Определение значения  $k_{inf}$ , спектра нейтронов, распределения плотности потока нейтронов по радиусу ячейки, скоростей реакций в материалах ячейки. Расчет изменения материального состава топлива при выгорании, и определение зависимостей указанных выше параметров от глубины выгорания. Расчет зависимости макроконстант от температуры материалов, и плотности теплоносителя.

Трехмерный расчет реактора. Определение распределений плотности потока нейтронов по объему реактора и значения  $K_{эф}$ , в зависимости от положения органов регулирования, регулировочных (градуировочных) характеристик системы регулирования, распределения мощности (плотности числа делений) по объему активной зоны. Расчет длительности кампании и изменения указанных выше параметров реактора в процессе его работы.

Как видно из предложенной схемы, допустим и одноэтапный расчет реактора без выделения ячеек. Такое возможно при расчетах быстрых реакторов, где длины пробега нейтронов велики или при расчетах по прецизионным программам, использующим метод Монте-Карло. Однако и здесь современные подходы требуют введения ячейки.

### **1.3 Расчеты изменения нуклидного состава**

Многие физические особенности ядерного реактора можно объяснить многими процессами, связанными с изменениями состава нуклидов в основной среде. Прежде всего, это процесс комплексного радиоактивного распада в условиях постоянной генерации родительских ядер и  $\beta$ -за реакции деления в



реакторе и потока нейтронов, выжигающих часть нуклидов в реакции радиационного захвата.

Очень важны проблемы выгорания топлива, в которых необходимо отслеживать сжигание топливных ядер и воспроизводство новых делящихся ядер изотопов в течение определенного периода времени, например, микросхемы реактора.

Абсолютно уникальные поглощающие свойства ядер  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$  в зависимости от их концентрации в ядре, нуклидный состав ядер предшественников замедленного нейтрона оказывает заметное влияние на рабочие характеристики и на возможность поддержания управляемой цепной реакции. Эти процессы связаны с проблемами стационарного и нестационарного отравления и кинетики реактора на тепловых нейтронах.

Таким образом, важность и необходимость способности рассчитывать изменения концентрации нуклидов в ядерном реакторе вполне очевидны. Во всех этих, конечно, сложных процессах общая потребность заключается в составлении балансовых дифференциальных уравнений, изменяющихся во времени концентраций или плотностей ядер некоторых нуклидов.

Как правило, уравнения, описывающие динамику нуклидов во многих моделях, представляют собой систему неоднородных обыкновенных дифференциальных уравнений первого порядка. Численное решение этих задач с требуемой точностью не представляет труда, например, с использованием методов Рунге–Кутты. Однако часто удобнее довести решение до аналитической формулы и провести на ней анализ процесса.

### **Учет затрат топлива Проблемы**

С недавним резким повышением цен на природный уран, расходы на

ядерное топливо приходится на долю затрат ядерного производства электроэнергии также увеличиваются, в соответствии с текущими оценками цен около 3%. Присущие физические характеристики ядерного топлива и сложные технические особенности, которые делают его отличным от бухгалтерского учета топлива. Ядерное топливо обходится правильно или непосредственно не влияют на стоимость атомной энергетических компаний прогнозирование, планирование, анализ, оценка и контроль улучшение работы, но и правильно или не оказывают существенного влияния на стоимость электроэнергии предприятия ядерного принятия решений и бизнес-решений, но и влияют на национальное введение ядерная единая цена ориентир и будущее рынка атомной энергетики компании.

### **1.3.1 Основное содержание стоимости топлива учета**

В соответствии с планом капитального ремонта АЭС, будет осуществляться отключение заправочного отключение электричества, был выпущен «сжечь», чтобы сделать ядерное топливо, сборка ядерного топлива и переоформлена расположение в пределах активной зоны электростанции в соответствии с конструкцией различных горно пирса цикла дозаправки, может находиться в пределах от 12,18,24 месяцев. в зависимости от циклов заправки топливом, новые топливные сборки местами леопарда обилие  $U^{235}$  также отличается, как правило, 3–5%. Реактор ВВЭР в мире используют более 18–месячный интервал режима дозаправки. в этом процессе, ядро ядерного топлива в атомной энергетике в качестве стоимости приобретения и амортизируются в стоимости электроэнергии.

Учет затрат ядерного топлива, включая признание приобретения стоимости топлива, измерения и стоимости топлива ядерной выработки электроэнергии по стоимости приобретения около двух частей обмена и так

далее.

### **1.3.2 Замер затраты на приобретение топлива**

Обогащение ядерного топлива на расходы затраты на приобретение (включая стоимость природного урана и ЕРР), стоимость изготовления компонентов (Гадолиния–содержащих ядерных топливных стержней изучают бухгалтерские сборы) и другие расходы (фрахт, агентское вознаграждение) состав.

### **1.3.3 Природный уран в обогащенный уран**

Природный уран ( $U_3O_8$ ) превращается в обогащение урана до того, мы должны сначала быть преобразованы в гексафторид урана переходные формы ( $UF_6$ ), гексафторид урана потребляет 1,005 кг на килограмм природного урана, а именно:  $1UF_6 = 1,005 * U_3O_8$ .

Гексафторид урана в обогащенный уран, должны потреблять конверсию и разделительную работы (ЕРР), который представляет собой соотношение между:  $1 \text{ кг обогащенного урана} = 9 * UF_6 + 6 * \text{ЕРР} + 9 * \text{стоимость конверсии } UF_6 \text{ за кг.}$

Таблица 1.1 – Предположений цен ядерного топлива каждой части. <sup>1</sup>

	Доллар/ фунт	Эквивалент доллар / кг	Замечание
Природный уран	70	182.00	
Стоимость конверсии		14.64	В основе веса UF6
ЕРР		145.00	

Стоимость 1 кг обогащенного урана= 2.797,64 долларов. Который потребляет 9,045 кг природного урана, по 70 долларов/фунт, стоимость природного урана=1.673,63 долларов.



Рисунок 1.2 – Структуры диаграммы стоимости за 1 кг обогащенного урана

### 1.3.4 Состав стоимости сборки ядерного топлива

Сборка ядерного топлива, используемого на атомных электростанциях, которые составляют основные ценности урана, что составляет 83,44% от общей стоимости компонентов, а остальным компонентом является транспортные расходы обогащенного урана, затраты на переработку и транспортные расходы

<sup>1</sup> Курс: 1USD=62,94RUB

сборочных компонентов, в общей стоимости 16,56%.



*Рисунок 1.3 – Структуры диаграммы состава стоимости сборки ядерного топлива*

Таблица 1.2 – Состов стоимости сборочных компонентов

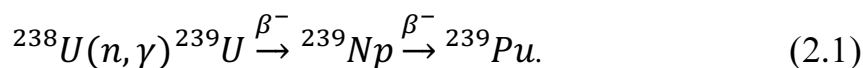
	Стоимость (доллар)
Обогащенный уран	1.286.915,55
Транспортные расходы обогащенного урана	30.885,97
Затраты на переработку сборочных компонентов	219.619,33
Транспортные расходы сборочных компонентов	4.978,04
Итого	1.542.398,89

## 2 Описание ядерно–топливного цикла с применением плутония, как делящегося вещества

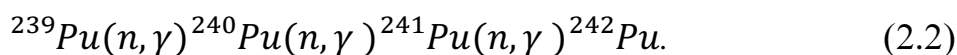
### 2.1 Способы получения изотопов плутония

Изотопы плутония получают в урановых промышленных реакторах на медленных нейтронах по реакции  $(n, \gamma)$ . Потребность в  $^{239}\text{Pu}$  постоянно возрастает (в начале 21–го века ежегодный прирост составлял 100 т.). Важную роль в получении  $^{239}\text{Pu}$  играют реакторы–размножители на быстрых нейтронах. Изотопы плутония также образуются при испытаниях ядерного оружия.

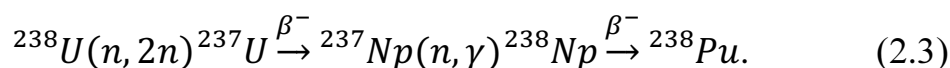
Наиболее важный в практическом отношении изотоп  $^{239}\text{Pu}$  получают в ядерных реакторах при длительном облучении нейтронами природного или обогащенного урана:



При захвате нейтронов  $^{239}\text{Pu}$  образуются более тяжёлые изотопы плутония с массовым числом 240–242



Одновременно в результате ядерной реакции образуется  $^{238}\text{Pu}$ :



Обычно содержание  $^{239}\text{Pu}$  в смеси составляет 90–95%,  $^{240}\text{Pu}$ –1–7%, содержание других изотопов не превышает десятых долей процента. Тяжёлые долгоживущие изотопы Pu получают при длительном облучении нейтронами  $^{239}\text{Pu}$ . Выход  $^{242}\text{Pu}$  составляет несколько десятков процентов, а  $^{244}\text{Pu}$  – доли процента от содержания  $^{242}\text{Pu}$ . Весовые количества изотопно чистого  $^{238}\text{Pu}$  образуются при облучении нейтронами  $^{237}\text{Np}$ . Лёгкие изотопы плутония с массовыми числами 232–237 обычно получают на циклотроне при облучении изотопов урана  $\alpha$ –частицами.

Самым известным оружейным изотопом плутония является  $^{239}\text{Pu}$ , менее известно, что  $^{241}\text{Pu}$ , нарабатываемый в реакторе из  $^{240}\text{Pu}$ , так же способен к самопроизвольному делению и, следовательно, при случае может стать оружейным. Далее мы под оружейным будем понимать  $^{239}\text{Pu}$  с примесью  $^{240}\text{Pu}$ .

Рассмотрим процессы, происходящие в уране в ходе его облучения реакторными нейтронами. С точки зрения накопления плутония, основные превращения связаны с образованием изотопа  $^{239}\text{Pu}$ . Но важны и другие побочные реакции, поскольку ими определяется выход и чистота целевого продукта. Относительное содержание  $^{239}\text{Pu}$  более тяжелых изотопов  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ , а также  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$  и других трансплутониевых элементов зависит от дозы нейтронного облучения урана (времени пребывания урана в реакторе). Сечения захвата нейтронов реактора изотопами плутония достаточно велики, чтобы вызвать последовательные реакции  $(n, \gamma)$  даже при малых концентрациях  $^{239}\text{Pu}$  в уране. В Таблица1 приведены данные, характеризующие процесс образования изотопов плутония при облучении  $^{238}\text{U}$  нейтронами.

Плутоний, выделяемый из облучённого урана, в качестве основной примеси к  $^{239}\text{Pu}$  содержит  $^{240}\text{U}$ , образующийся главным образом по реакции  $^{239}\text{Pu} (n, \gamma)^{240}\text{Pu}$ .

Таблица 2.1 – Изотопный состав плутония, выделенного из облучённого природного урана.

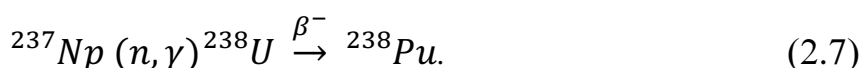
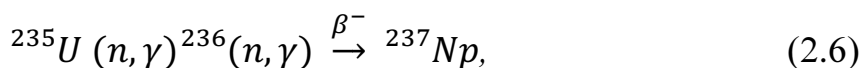
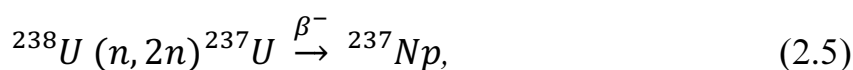
Количество образовавшегося плутония, г Pu/кг U	Содержание изотопов в плутонии, вес. %			
	Pu <sup>239</sup>	Pu <sup>240</sup>	Pu <sup>241</sup>	Pu <sup>242</sup>
0.5	97	2.9	0.14	–
1	93.6	5.6	0.6	0.02
1.5	90	8.4	1.4	0.06

Содержание  $^{241}\text{Pu}$  в облучённом уране невелико и может быть вычислено по формуле:

$$y = 0,0168 \cdot x^{2,05}, \quad (2.4)$$

где  $y$  – содержание  $^{241}\text{Pu}$  в день окончания облучения, вес. %;  $x$  – содержание  $^{240}\text{Pu}$ , определяемое стехиометрическим методом, вес. %.

$^{241}\text{Pu}$  претерпевает в основном  $\beta$ -распад с образованием  $^{241}\text{Am}$ , который сбрасывается в процессе химико-технологической переработки урановых блоков ( $^{241}\text{Am}$ , однако, постепенно снова накапливается в очищенном плутонии. Так, например,  $\alpha$ -активность металлического плутония, содержащего 7,5%  $^{240}\text{Pu}$ , через год увеличивается на 2% за счёт образования  $^{241}\text{Am}$ ).  $^{241}\text{Pu}$  обладает большим сечением деления на нейтронах реактора, составляющим – 1100 барн, что имеет значение в использовании плутония в качестве реакторного горючего. Наряду с тяжёлыми изотопами плутония в уране образуется  $^{238}\text{Pu}$ :



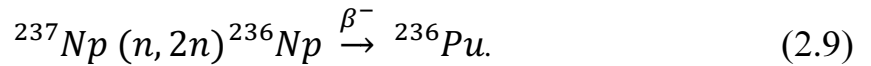
Относительный выход  $^{238}\text{Pu}$  определяется по формуле:

$$y = (1,2 + 0,59x^{1,66}) \cdot 10^{-3}, \quad (2.8)$$

где  $y$  – содержание  $^{238}\text{Pu}$  в день окончания облучения, вес. %;  $x$  – содержание  $^{240}\text{Pu}$ , вес. %.

Расчёты показывают, что концентрации в  $^{238}\text{Pu}$  в образце, содержащем 5,6%  $^{240}\text{Pu}$  составляет 0,0115%. Эта величина вносит довольно значительный вклад в суммарную  $\alpha$ -активность препаратов, поскольку период полураспада  $^{238}\text{Pu}$  равен 86,4 года. Выход  $^{236}\text{Pu}$  в процессе облучения урана составляет  $\sim 10^{-9}$  –  $10^{-8}$ %.  $^{236}\text{Pu}$  образуется в результате реакции.





Долгоживущие изотопы плутония –  ${}^{242}\text{Pu}$  и  ${}^{244}\text{Pu}$  образуются при длительном (около ста дней и более) облучении нейтронами  ${}^{239}\text{Pu}$ . При этом выход  ${}^{242}\text{Pu}$  достигает нескольких десятков процентов, в то время как количество образовавшегося  ${}^{244}\text{Pu}$  составляет доли процента от  ${}^{242}\text{Pu}$  (Рисунок 1). Одновременно получают америций, кюрий и другие трансплутониевые, а также осколочные элементы.



Рисунок 2.1 – Из  ${}^{241}\text{Pu}$  образовавшегося в ходе облучения нейтронами урана путём  $\beta$ -распада образуется  ${}^{241}\text{Am}$ , который в свою очередь вступает в реакции с нейтронами, образуя  ${}^{238}\text{Pu}$  и  ${}^{242}\text{Pu}$

Этот процесс открывает возможность получения препаратов плутония с относительно низкой удельной активностью, поскольку выгорает  ${}^{241}\text{Am}$  – сильный  $\gamma$ -излучатель.

## 2.2 Виды плутония: оружейный и энергетический

Плутоний нашёл широкое применение в качестве взрывчатого вещества для атомных и термоядерных бомб, как тактического, так и стратегического назначения.

К концу 20-го века в мире было произведено в общей сложности около 1300 тонн плутония, из которого около 300 т для оружейного использования, остальное – побочный продукт АЭС (реакторный плутоний).

Замечание. Если учесть, что наиболее типичное значение критической массы плутония 5,6 кг (шар, диаметром 4,1 см), то из наработанного плутония можно изготовить довольно много бомб.

По классификации изотопных составов плутония, принятой в США:

– плутоний относится к плутонию оружейного качества (WGПу), если содержание изотопа  $^{240}\text{Pu}$  составляет менее 7% (в некоторых зарядах используется плутоний с содержанием  $^{240}\text{Pu}$  менее 1,7%;

– плутоний относится к плутонию “топливного” качества (FGПу), если содержание изотопа  $^{240}\text{Pu}$  составляет от 7% до 18%;

– плутоний относится к плутонию “реакторного” качества (RGПу), если содержание изотопа  $^{240}\text{Pu}$  составляет более 18%.

Оружейный плутоний отличается от реакторного не столько степенью обогащения и химический состав, сколько изотопный состав, сложным образом зависящий как от времени облучения урана нейтронами, так и от времени хранения после облучения. Особенно важно содержание изотопов  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ .

Важный вопрос: надо ли понимать термин «оружейный плутоний», как возможность создания атомной бомбы при содержании  $^{240}\text{Pu}$  менее 7% и невозможность создания атомной бомбы при содержании  $^{240}\text{Pu}$  более 7%? Нет! Это не так – бомбу можно создать с любым содержанием  $^{240}\text{Pu}$ . Наличие  $^{240}\text{Pu}$  в  $^{239}\text{Pu}$  точно определяет характеристики оружия, ибо именно от него зависит нейтронный фон и такие явления как рост критической массы (незначительный) и тепловой выход. Нейтронный фон влияет на проект ядерного взрывного устройства ограничением общей массы заключенного плутония, необходимостью достижения высоких скоростей имплозии. Поэтому проекты низкого дизайна («плохие» бомбы) и бомбы старых схем требуют низкого содержания  $^{240}\text{Pu}$ . Но в проектах «высокого» дизайна уже с 1960-х успешно используется плутоний любой чистоты. Поэтому термин «оружейный плутоний»

никакого военного значения не имеет; это – чисто экономический параметр. «Высокий» дизайн существенно дороже «низкого».

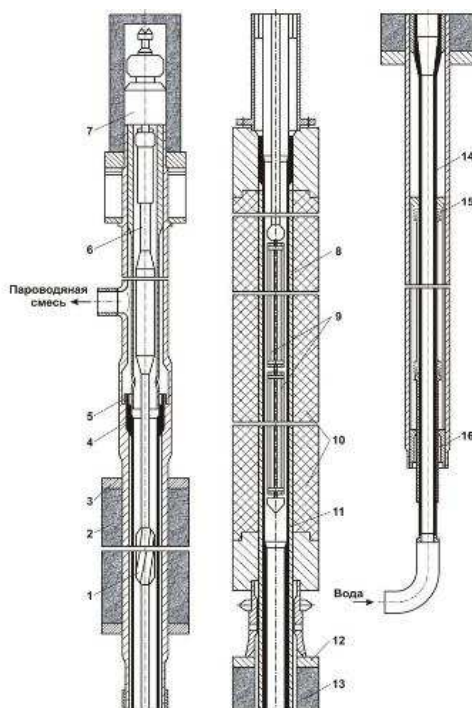


Рисунок 2.2 – Схема загрузки каналов промышленного уран–графитового реактора типа АДЭ.

С одной стороны, стоимость плутония падает с ростом доли  $^{240}\text{Pu}$ . С другой –  $^{240}\text{Pu}$  увеличивает критическую массу. Содержание 6–7%  $^{240}\text{Pu}$  делает общую стоимость плутония, с учетом указанных причин, минимальной. Принимая средний состав оружейного плутония: 93.4%  $^{239}\text{Pu}$ , 6.0%  $^{240}\text{Pu}$  и 0.6%  $^{241}\text{Pu}$  (с весьма малым содержанием остальных изотопов) можно просчитать следующие его свойства. Начальная тепловая мощность свежеработанного оружейного плутония 2,2 Вт/кг, уровень спонтанного деления 27100 делений/с. Этот показатель деления позволяет использовать в оружии 4–5 кг плутония с очень низкой вероятностью предетонации в хорошей имплозионной системе. По прошествии пары десятилетий, большая часть  $^{241}\text{Pu}$  превратится в  $^{241}\text{Am}$ , существенно увеличив тепловыделение – до 2,8 Вт/кг.

Поскольку  $^{241}\text{Pu}$  прекрасно делится, а  $^{241}\text{Am}$  – нет, это приводит к

снижению запаса реактивности плутония, что должно приниматься в расчет конструкторами.

Нейтронное излучение 5 кг оружейного плутония 300000 нейтронов/с создаёт уровень излучения 0,003 рад/час на 1 м. Фон снижается отражателем и взрывчатым веществом, окружающим его, в 5–10 раз. Тем не менее, длительный контакт обслуживающего персонала с ядерным взрывным устройством во время его обычного обслуживания может привести к дозе радиации, приближающейся к предельной годовой. Сотрудники плутониевых предприятий, обрабатывающие плутониевые заряды непосредственно или в герметичных боксах, имеют ограниченную защиту от радиации поэтому их периодически надо переводить на другую работу, чтобы не превысить годового лимита облучения.

Из-за малой разницы в массах  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{240}\text{Pu}$ , эти изотопы не разделяются промышленно широко распространенными способами обогащения. Впрочем, при желании эти изотопы плутония всегда можно разделить на электромагнитном сепараторе. Проще, однако, более чистый  $^{239}\text{Pu}$  получить путём сокращения времени пребывания в реакторе кассеты с  $^{238}\text{U}$ . Для развитых государств нет причин для снижения процента  $^{240}\text{Pu}$  менее 6, так как эта концентрация не мешает создавать эффективные и надежные триггеры термоядерных зарядов. Очень малое количество  $^{240}\text{Pu}$  позволяет достичь некоторой дополнительной гибкости, требующейся специализированным или экзотическим изделиям.

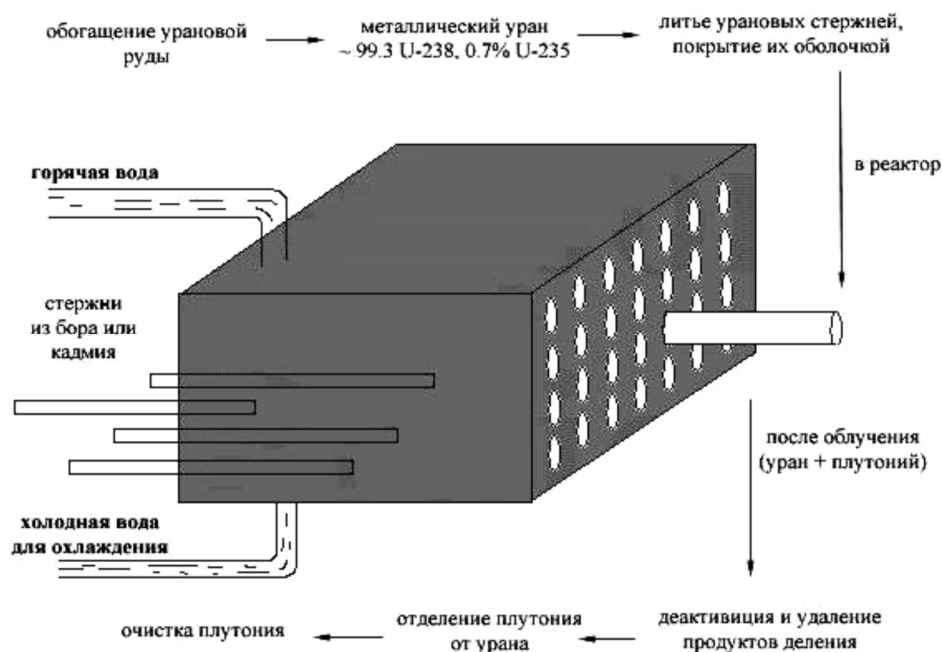


Рисунок 2.3 – Схема производства плутония в манхэттенском проекте (США).

Помимо оружейного, существует и реакторный плутоний. Плутоний из отработанного ядерного топлива состоит из множества изотопов. Состав зависит от типа реактора и рабочего режима. Типичные значения для реактора на легкой воде (CANDU):  $^{238}\text{Pu}$  – 2%,  $^{239}\text{Pu}$  – 61%,  $^{240}\text{Pu}$  – 24%,  $^{241}\text{Pu}$  – 10%,  $^{242}\text{Pu}$  – 3%. Из такого плутония бомбу изготовить трудно (для террористов – практически невозможно). Однако, как уже упоминалось, в странах с развитой технологией реакторный плутоний вполне можно пустить на производство ядерных зарядов (в основном – для триггеров водородных бомб).

Композиция изотопов плутония, накапливающегося в реакторе в результате реакций, происходящих в урановом топливе, зависит от степени выгорания топлива. Из пяти основных образовавшихся изотопов два с нечетными массовыми номерами –  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  являются расщепляющимися, т.е. способными к расщеплению под действием тепловых (медленных) нейтронов, и в принципе могут быть использованы в качестве реакторного топлива. Поэтому, если речь идет о возможности использования плутония в качестве реакторного

топлива, значение имеет количество накопленного  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ . Для ядерного же оружия необходим практически чистый  $^{239}\text{Pu}$ , т.к. излучатели нейтронов  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{238}\text{Pu}$  могут спонтанно вызвать «предначальное воспламенение», а это приведет к существенно меньшей силе взрыва атомной бомбы. Поэтому разница в «качестве» плутония обычно определяется его изотопным составом.

Таблица 2.2 – Содержания различных изотопных состав

Сверхчистый плутоний	практически чистый $^{239}\text{Pu}$ , содержание нерасщепляющегося $^{240}\text{Pu}$ менее 3 %
Оружейный плутоний	содержание $^{240}\text{Pu}$ менее 7 %
Плутоний, используемый в виде реакторного топлива:	содержание $^{240}\text{Pu}$ от 7 % до 18 %
Реакторный (энергетический) плутоний	содержание $^{240}\text{Pu}$ более 18 %

Если извлеченный из отработавшего топлива плутоний повторно использовать в реакторах на быстрых нейтронах, его изотопный состав постепенно становится менее пригодным для оружейного использования. После нескольких топливных циклов, накопление  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$  делает его неупотребимым для этой цели. Подмешивание такого материала – удобный метод «денатурировать» плутоний, гарантируя нераспространение делящихся материалов.

Таблица 2.3 – Некоторые характеристики оружейного и реакторного плутония

Изотопы плутония

Изотопы плутония	Период полураспада. Лет	Активность, кюри/г	Количество оружейного плутония, %	Количество реакторного плутония, % 1
плутоний–238	87,74	17,3	–	1,3
плутоний–239	24110	0,063	93,0	56,6
плутоний–240	6537	0,23	6,5	23,2
плутоний–241	14,4	104	0,5	13,9
плутоний–242	379000	0,004	–	4,9

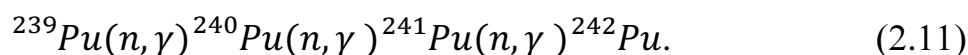
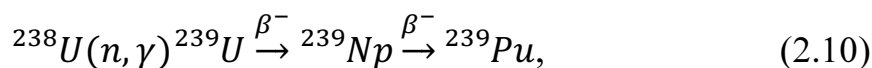
Типично для водяных под давлением реакторов, наиболее широко распространенного типа действующих реакторов.

Как оружейный, так и реакторный плутоний содержит некоторое количество  $^{241}\text{Pu}$ .  $^{241}\text{Pu}$  распадается на  $^{241}\text{Am}$  путем излучения  $\beta$ -частицы. Поскольку дочерний  $^{241}\text{Am}$  обладает значительно большим периодом полураспада (432 года), чем материнский  $^{241}\text{Pu}$  (14,4 года), его количество в заряде (или в отходах ЯТЦ) возрастает по мере распада  $^{241}\text{Pu}$ .  $\gamma$ -радиация, образующаяся в результате распада  $^{241}\text{Am}$ , значительно сильнее, чем у  $^{241}\text{Pu}$ , следовательно, со временем она также нарастает. Таким образом, концентрация  $^{241}\text{Pu}$  и период его хранения прямо коррелируют с уровнем  $\gamma$ -радиации, образующейся в результате увеличения содержания  $^{241}\text{Am}$ . Таким образом, плутоний долго хранить нельзя – после его наработки, его надо как можно скорее пустить в дело. Иначе его придётся снова повергнуть трудоёмкому и весьма дорогому рециклингу.

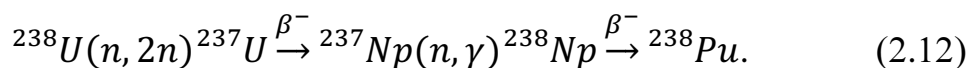
## 2.3 Нарботка плутония

При производстве плутония, уран (как правило – в виде металла) облучают в промышленном реакторе (обычно тепловом, но может быть использован и реактор– размножитель на быстрых нейтронах). Преимущество промышленного реактора: высокая плотность нейтронов, невысокая температура (и, как следствие, отсутствие трудно растворимых оболочек, типа циркония, возможность облучения в течение заданного времени (намного меньшего, чем кампания реактора)).

В облучаемом уране идёт ядерная реакция деления и интересующая нас реакция:



К сожалению, идут и другие ядерные реакции, приводящие к возникновению других изотопов плутония:  ${}^{238}\text{Pu}$ ,  ${}^{240}\text{Pu}$ ,  ${}^{241}\text{Pu}$  и  ${}^{242}\text{Pu}$ , отделение которых от  ${}^{239}\text{Pu}$ , хоть и разрешимая, но весьма сложная задача.



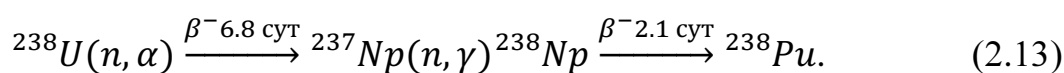
За время работы уранового реактора  ${}^{239}\text{Pu}$  образуется в количестве, прямо пропорциональном дозе нейтронного облучения или освобождаемой энергии. Однако выход реакций, приводящий к образованию других изотопов плутония, приблизительно пропорционален квадрату или более высоким степеням дозы нейтронного облучения. Как уже было указано, в результате последовательного нейтронного захвата  ${}^{239}\text{Pu}$  в реакторе образуется  ${}^{240}\text{Pu}$ ,  ${}^{241}\text{Pu}$ ,  ${}^{242}\text{Pu}$  и  ${}^{243}\text{Pu}$ . Поэтому изотопный состав конечного плутония зависит от уровня его производства.



При производстве изотопа  $^{239}\text{Pu}$  в результате некоторых реакций образуется  $^{238}\text{Pu}$ . Небольшая часть нейтронов, испускаемых в процессе деления, обладает энергией, достаточной для возбуждения реакции

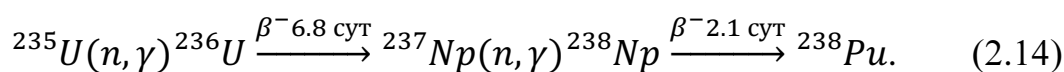
$^{238}\text{U}(n,2n)^{237}\text{U}$ .  $^{237}\text{U}$  –  $\alpha$ -излучатель и с периодом полураспада 6,8 суток превращается в долгоживущий  $^{237}\text{Np}$ .

Этот изотоп в графитовом реакторе на природном уране образуется в количестве 0,1% от общего количества одновременно образующегося  $^{239}\text{Pu}$ . Захват медленных нейтронов  $^{237}\text{Np}$  приводит к образованию  $^{238}\text{Np}$ . Поперечное сечение этой реакции 170 барн. Цепочка реакций может быть записана так:



Поскольку здесь участвуют два нейтрона, выход пропорционален квадрату дозы облучения и отношение количеств  $^{238}\text{Pu}$  к  $^{239}\text{Pu}$  приблизительно пропорционально отношению  $^{239}\text{Pu}$  к  $^{238}\text{U}$ . Пропорциональность соблюдается не совсем точно из-за отставания в образовании  $^{237}\text{Np}$ , связанного с 6,8 суточным периодом полураспада  $^{237}\text{U}$ . Менее важным источником образования  $^{238}\text{Pu}$  в  $^{239}\text{Pu}$  является распад  $^{242}\text{Cm}$ , образующегося в урановых реакторах.

$^{238}\text{Pu}$  образуется также в результате цепочки реакций:



Поскольку это нейтронная реакция третьего порядка, отношение количества  $^{238}\text{Pu}$ , образовавшегося таким путём, к  $^{239}\text{Pu}$  приблизительно пропорционально квадрату отношения  $^{239}\text{Pu}$  к  $^{238}\text{U}$ . Однако эта цепочка реакций становится относительно более существенной при работе с ураном, обогащённым  $^{235}\text{U}$ .

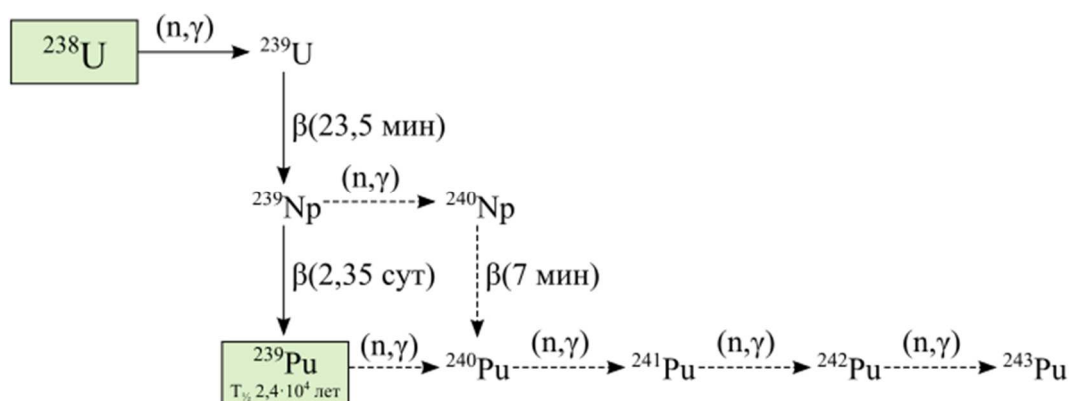
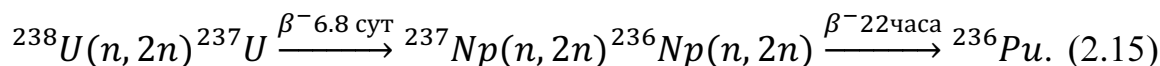
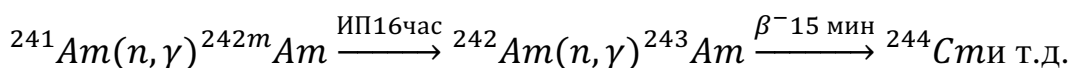
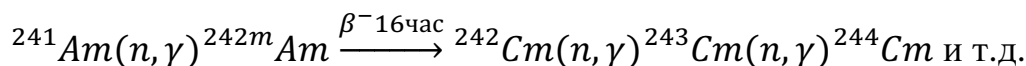


Рисунок 2.4 – Некоторые ядра, образующиеся в уране и плутонии при нейтронном облучении.

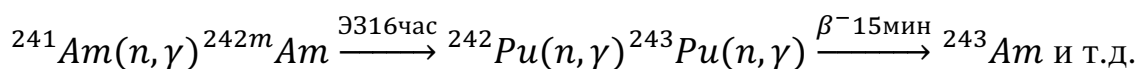
Наличие  $^{236}\text{Pu}$  в плутонии, получаемом в реакторе, связано с подобным же рядом реакций:



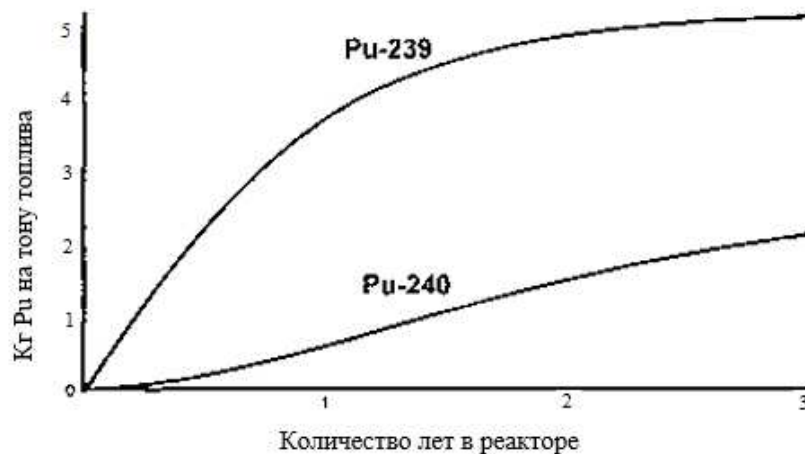
Если уран или плутоний подвергнуть сильному нейтронному облучению, то, помимо уже описанных реакций, под действием нейтронов протекают другие важные реакции:



и



При наработке плутония в ядерном реакторе приходится принимать специальные меры, чтобы не допустить образование паразитных изотопов.



*Рисунок 2.5 – Накопление изотопов плутония в реакторе (изменение изотопного состава: от оружейного – к реакторному, т.е. к негодному для оружейного использования).*

На рисунке 2.5 показано, что при увеличении времени облучения урана растёт выход  $^{240}\text{Pu}$ , но при этом (причём опережающими темпами) растёт выход  $^{239}\text{Pu}$ . В результате, чем дольше пребывает плутоний в реакторе, тем больше в нём доля паразитного  $^{240}\text{Pu}$ . Поэтому уран находится в промышленном реакторе не 6–8 месяцев (как в энергетическом реакторе), а всего 10–12 дней. Плутония получается мало, но зато он – изотопно чистый! Плутоний, производящийся в промышленных реакторах, содержит относительно небольшой процент  $^{240}\text{Pu}$  (<7%). Это – плутоний «оружейного качества». В реакторах АЭС отработанное ядерное топливо имеет концентрацию  $^{240}\text{Pu}$  более 20% – это плутоний «реакторного качества».

Общую меру облученности (отработанности) топливного элемента выражают в мегаватт–днях/тонну (МВт–день/т). Плутоний оружейного качества получается из элементов, с небольшим количеством МВт– день/т, в нем образуется меньше побочных изотопов. Топливные элементы в современных водо–водяных реакторах достигают уровня в 33000 МВт–день/т. Типичная экспозиция в оружейном бридере (с расширенным воспроизводством

ядерного горючего) реакторе 1000 МВт–день/т. Плутоний в Хэнфордских реакторах с графитовым замедлителем облучался до 600 МВт–день/т, в Саванне на реакторе на тяжёлой воде производился плутоний такого же качества при 1000 МВт–день/т (часть нейтронов уходила на образование трития). Во время Манхэттенского проекта топливо из природного урана получало всего 100 МВт–день/т, поэтому, получался очень высококачественный  $^{239}\text{Pu}$  (всего 0.9–1%  $^{240}\text{Pu}$ , остальные изотопы ещё в меньших количествах).

### 3 Описание расчетной модели

#### 3.1 Пример задания входных данных для программы WIMS-D4

Программа, как и большинство расчетных программ для расчета ЯР, написана на языке ФОРТРАН. Исходные данные записываются в виде одного файла с произвольным именем.

Входные данные программы WIMS-D используют так называемый BINPUT формат, когда каждая карта (строка из не более чем 72 символов) данных начинается с кодового слова, в котором достаточно закодировать лишь четыре первых буквы (остальные игнорируются).

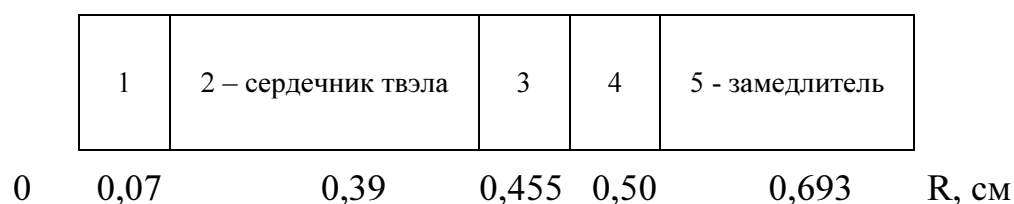
Кодовое слово кодируется, начиная с первой колонки, и отделяется пробелом от числовых данных, которые кодируются в свободном формате (целом, с фиксированной точкой или с плавающей точкой). Разделителем между числами могут быть символы: «>», «,», «\_», «=», «(», «)». Если на одной строке данным недостаточно места, то нужно записать «\$» в любой колонке до 72-ой (информация в колонках после 72-ей игнорируется), тогда оставшуюся информацию можно кодировать на следующей строке. Этот символ также нужно отделять пробелом от предыдущих данных. Символ «\*» в первой колонке означает, что следующая за ним в строке информация является комментарием.

Десятичным разделителем в числе является точка. Если число с плавающей точкой имеет вид  $3.14 \cdot 10^{-7}$ , то на языке ФОРТРАН оно представляется в виде 3.14E-07. Запятая (как и пробел) при задании исходных данных используется в качестве разделителя двух чисел.

Описание особенностей подготовки исходных данных для программы WIMS-D4 рассмотрим на примере задания элементарной ячейки для расчета реактора типа ВВЭР-1000.

Расчетная модель водо-водяного реактора представляет собой

бесконечную по высоте элементарную ячейку, состоящую из твэла и окружающего его водяного теплоносителя. Реальная шестигранная ячейка при расчете заменяется на цилиндрическую, площадь поперечного сечения которой равна площади реальной ячейки. Сердечник твэла (зона 2) внешним радиусом 0,39 см имеет внутреннее отверстие диаметром 0,07 см (зона 1). Зона 3 описывает оболочку твэла, зоны 4 и 5 представляют водяной теплоноситель (и замедлитель).



Оболочка твэла реактора ВВЭР-1000 изготовлена из циркониевого сплава с внешним диаметром 0,91 см и толщиной 0,65 см (материал 2). Топливная таблетка (сердечник твэла, материал 1) из двуокиси урана имеет внешний диаметр 0,78 см и осевое отверстие диаметром 0,14 см. Шаг расстановки твэлов – 0,693 см.

Задание на расчет представляет собой файл со следующей текстовой информацией (в директории WIMS файл записан под именем SAMPLE\_1):

```

CELL      6
SEQUENCE 1
NGROUP   4
NMESH    61
NMATERIAL 4 3
NREGION  5
PREOUT
INITIATE
ANNULUS 1 0.07  0
ANNULUS 2 0.390 1
  
```

ANNULUS 3 0.455 2  
 ANNULUS 4 0.50 3  
 ANNULUS 5 0.693 4  
 MESH 1 30 5 5 20  
 MATERIAL 1,-1,1000., 1,235.4,.00092,2238.4, 020,234,.9E-5,16,0.0418 \$  
 242,1.E-30,236,1.E-30,3239.1,1.E-30,1240.1,1.E-30, \$  
 9241.1,1.E-30,237.1,1.E-30  
 MATERIAL 2,-1,590.,2,91,.042586,93.1,.0004303,178,.00001291  
 MATERIAL 3,-1,590.,3,2001,.04872,16,.02436  
 MATERIAL 4,-1,590.,4,2001,.04872,16,.02436  
 S 32  
 FEWGROUPS 5,15,45,69  
 POWERC 1,39,2,1  
 BEGINC  
 BEGINC  
 POWERC 1,39,8 ,1  
 BEGINC  
 BEGINC  
 POWERC 1,39,10,1  
 BEGINC  
 BEGINC

В приведенном примере задания на расчет нуклидный состав топлива будет получен в следующие точки от начала работы топлива: в начальный момент времени, через 2 суток, через 8 суток и через 10 суток после начала работы.

В первых двух строках задания задаются тип и способ расчета.

**CELL L**

где  $L$  может иметь следующие значения:

4 – для расчета гомогенной ячейки (только 69-ти групповой расчет с опцией  $S = 1$ );

5 – для расчета гетерогенной ячейки с 69-ю группами;

6 – гетерогенная ячейка со сверткой групповых констант в заданное число групп;

7 – для расчета кластеров (пучков стержней, пачек пластин).

### **SEQUENCE S.**

Этой строкой определяется один из транспортных методов расчета.

где  $S$  может иметь следующие значения:

1 – DSN метод. В одномерной геометрии рассчитывается бесконечный цилиндр (из нескольких слоев) или  $T$  бесконечных пластин;

2 – Метод ВПС (**PERSEUS**) с изотропным угловым рассеянием нейтронов;

3 – Метод ВПС (**PIJ**). В любой одномерной или  $(r, \theta)$  геометриях производится расчет кластера;

4 – Методы **PIJ + PERSEUS**;

5 – Методы **PRIZE + PERSEUS**.

Геометрия активной зоны:

Зона 1 - цилиндрическая полость ( $R_1=0.07$ ); - полость, материал - 0;

Зона 2 - цилиндрическая полость ( $R_2=0.39$ ); - топливо, материал № 1;

Зона 3 - цилиндрическая полость ( $R_3=0.455$ ); - оболочка твэла, материал – 2;

Зона 4 - цилиндрическая полость ( $R_4=0.50$ ); - теплоноситель, материал № 3;

Зона 5 - цилиндрическая полость ( $R_5=0.693$ ); - замедлитель, материал № 4.

Это сделано с помощью группы строк в задании:

**ANNULUS 1 0.07 0**

**ANNULUS 2 0.39 1**

**ANNULUS 3 0.455 2**



**ANNULUS 4 0.50 3**

**ANNULUS 5 0.693 4**

Полное число геометрических зон указано в строке

**NREGION 5**

В каждой из зон содержатся расчетные узлы (интервалы) в количестве:

Зона:	1	2	3	4	5
Число точек в зоне:	1	30	5	5	20

Это сделано с помощью строки в задании:

**MESH 1,30,5,5,20**

Полное число узлов расчетной сетки задано в строке –

**NMESH 61.**

Материальный состав расчетных зон: задается строками, в первых позициях которых находится слово MATERIAL. Первым числом на этой строке кодируется номер материала (см. строки со словом ANNULUS). Второе число (-1) – определяет способ задания концентраций нуклидов (в данном случае – ядерные концентрации). Третье число описывает температуру материала (К). Четвертое число – тип материала (1-топливо, 2-оболочка, 3-теплоноситель, 4-замедлитель). Далее идут пары чисел, первым из которых является идентификатор нуклида, а вторым – его ядерная концентрация (множитель  $10^{24}$  опущен, но подразумевается). Для топливного материала, если в дальнейшем необходимо рассчитать изменение нуклидного состава при выгорании, обязательными являются две строки, выделенные в примере задания серым цветом.

В задании на расчет по программе WIMS-D4 должны присутствовать материалы всех 4-х типов. Если реально присутствуют только 3 материала (топливо, замедлитель, оболочка), то один из материалов (замедлитель) можно

представить двумя (замедлитель и теплоноситель), разбив зону с замедлителем на две.

Энергетические группы нейтронов: На первом этапе расчета программа использует все 69 групп, энергетические интервалы которых показаны в таблице. На втором этапе эти группы сворачиваются в 4 группы со следующим энергетическим разбиением: 10 МэВ – 0.111 МэВ – 148 эВ – 0.625 эВ.

Это сделано с помощью карты:

**FEWGROUPS 9,15,45,69**

С 1-ой по 9-ю группы сворачиваются в 1-ю малогрупповую;

С 10-ой по 15-ю группы сворачиваются в 2-ю малогрупповую;

С 16-ой по 45-ю группы сворачиваются в 3-ю малогрупповую;

С 45-ой по 69-ю группы сворачиваются в 4-ю малогрупповую;

Завершают данное задание наборы из 3-х строк вида: POWERC - BEGINC  
-BEGINC

В строке с кодовым словом POWERC указаны:

1 – способ задания мощности, выделяемой в топливе, а именно в мегаваттах на тонну урана.

При тепловой мощности реактора 3000 МВт мощность среднего твэла равна 0,059 МВт. При массе урана в нем – 1511 г с 1 т урана снимается средняя мощность 39 МВт/т. Поэтому вторым числом на этой строке стоит 39 (МВт/т).

Третье число указывает интервал времени, на котором реактор работает до нового расчета ячейки. 4-е число представляет собой число подинтервалов (1), на которые при расчете разбивается заданный интервал времени.

Заканчивается вариант расчета двумя строками с кодовыми словами BEGINC. В конце расчета программа готовит ядерные концентрации на конец расчетного интервала с учетом выгорания и накопления продуктов деления.

При наличии дополнительных карт POWERC – BEGINC – BEGINC расчет повторяется с другими значениями мощности и длительности интервала.

### **3.2 Краткое описание работы программы WIMS-D4**

В программе используется универсальная 69-групповая библиотека микроконстант, подготовленная на основе файлов оцененных нейтронных данных (ENDF, JEF, JENDL) в ГНЦ РФ ФЭИ.

Требуемая входная информация сравнительно невелика по объему. Входная информация вводится в достаточно простой форме и содержит описание рассматриваемого варианта, т.е. сведения о материалах и геометрии ячейки. Программа дает возможность пользователю выбирать на разных этапах расчета различные физические модели и методы решения.

Спектр деления соответствует 27 группам, причем максимум приходится на 4 группу (2,231 – 1,353 МэВ). Интервал резонансных энергий (9,118 КэВ - 4 эВ) включает 13 групп. Тепловая область энергий (1 эВ - 0) содержит 30 групп.

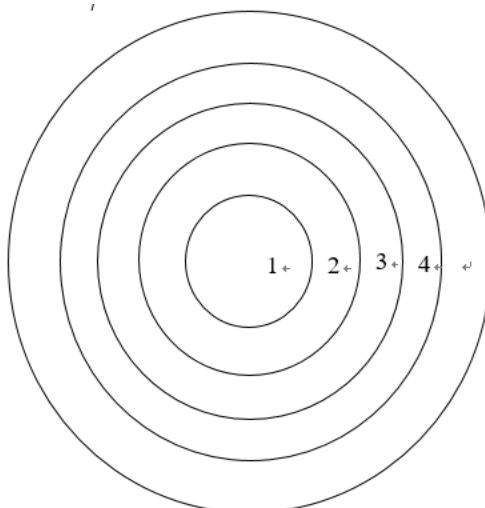
Библиотека констант содержит 90 нуклидов. Для некоторых из них имеются по несколько наборов микроконстант, полученных по разным теоретическим моделям. Разные наборы констант имеются для водорода, бора, изотопов урана и плутония.

Программа может решать задачи в плоской, цилиндрической и сферической одномерных геометриях и в двумерной rz-геометрии, но в данной работе решается задача только в одномерной цилиндрической геометрии.

Расчет задачи о пространственно-энергетическом распределении плотности потока нейтронов производится в 2 этапа. На первом этапе реальная исходная ячейка преобразуется в четырехзонную (топливо-оболочка-теплоноситель-замедлитель) упрощенную, эквивалентную по площади реальной.

Расчет пространственно-энергетического распределения нейтронов в ячейке реактора происходит следующим образом:

- рассчитывается детальный спектр в 69 группах в каждой из зон, типичной для ячейки: в топливе, оболочке, теплоносителе и замедлителе;
- осуществляется свертка сечений к заданному малогрупповому приближению, в котором рассчитываются детальные пространственные распределения нейтронов по ячейке;
- проводится модификация полученного решения с учетом утечки;
- малогрупповые потоки разворачиваются в 69-групповое представление и рассчитываются скорости реакций для заданных изотопов.



*Рисунок 3.1 – Ячейка упрощенной геометрии*

На первом этапе для решения уравнения переноса нейтронов в интегральной форме используется метод вероятности первых столкновений (ВПС) реальная, исходная ячейка преобразуется в трех- или четырехзонную ячейку (т.е. ячейку упрощенной геометрии). В цилиндрической геометрии эта ячейка содержит три или четыре concentric зоны с условными названиями: "топливо"(1), "оболочка"(2), "теплоноситель"(3) и "замедлитель"(4), причем последние две зоны можно объединять в одну. Разбиение исходной ячейки на зоны, т.е. включение элементов ячейки в ту или иную зону,

производится пользователем.

Для каждой из этих зон ячейки рассчитывается детальный 69-групповой нейтронный спектр. При расчетах используется метод вероятностей первых столкновений, т.е. решается уравнение переноса в интегральной форме. Уравнение баланса нейтронов для группы  $i$  в зоне  $n$  имеет следующий вид:

$$\Sigma_n^i V_n \Phi_n^i = \sum_{l=1}^L P_{ln}^i V_n (\Sigma_{sl}^{ii} \Phi_l^i + S_l^i) \quad (3.1)$$

где  $\Sigma_n^i$  - полное групповое сечение в зоне, а,  $\Sigma_{sl}^{ii}$  - сечение рассеяния в зоне  $l$ ,  $V_n$  - объем зоны  $n$ ,  $\Phi_n^i$  - средний поток в зоне  $n$ ,  $S_l^i$  - средняя величина источника в зоне  $l$  (она включает вклады и от рассеяния, и от деления),  $P_{ln}^i$  - вероятность нейтрону, возникшему в зоне  $l$  от этого источника, испытать следующее столкновение в зоне  $n$ ,  $L$  - число зон в ячейке. Выражение для источника:

$$S_l^i = \sum_{j \neq i} \Sigma_{sl}^{ji} \Phi_l^j + \frac{\chi^j}{k} \sum_j (v \Sigma_f)_l^j \Phi_l^j \quad (3.2)$$

где  $\Sigma_{sl}^{ji}$  - сечение перехода нейтронов за счет рассеяния из группы  $j$  в группу  $i$ ,  $(v \Sigma_f)_l^j$  - выход нейтронов при делении в группе  $j$ ,  $\chi^j$  - доля нейтронов деления, попадающая в группу  $i$ .

Решение системы приведенных уравнений производится итерационным методом, в результате получают потоки  $\Phi_n^i$  и собственное значение  $k$ .

На втором этапе расчетов сначала производится свертка групповых сечений к малогрупповому приближению, заданному пользователем. В этом приближении и производится расчет детального пространственного распределения плотности потока нейтронов по ячейке уже в реальной геометрии.

При свертке используются следующие формулы, в которых индексом  $i$  обозначены номера «мелких» групп, а индексом  $I$  – номера «крупных» групп:

$$\Phi_n^I = \sum_{i \in I} \Phi_n^i, \quad \Sigma_{kn}^I = \sum_{j \in J} \sum_{i \in I} \frac{\Sigma_{kn}^{ji} \Phi_n^j}{\Phi_n^j}, \quad \Sigma_{an}^I = \sum_{i \in J} \frac{\Sigma_{an}^i \Phi_n^i}{\Phi_n^i} \quad (3.3)$$

Затем (на втором этапе) ведутся расчеты детального пространственного распределения нейтронов в ячейке. При этом пользователь может выбрать один из двух методов расчета: или метод вероятностей столкновений, или метод дискретных ординат (в последнем решается уравнение переноса в дифференциальной форме).

При выборе метода вероятностей столкновений (ВПС), в отличие от первого этапа, задача решается с разбиением на любое число геометрических зон.

## 4 Экспериментальная часть

Рассмотрим возможность использования тория в реакторах ВВЭР-1000 на тепловых нейтронах. Для этого, давайте сравним размножающие свойства этого реактора с различными видами топлива, в том числе топлива, содержащего торий.

Для реализации ториевого топливного цикла, который он должен использовать (по крайней мере, во время начальной загрузки) традиционных изотопов, делящихся урана и/или плутония. Таким образом, можно выбрать следующие топливные композиции:

- высокообогащенный уран;
- оружейный плутоний;
- Реактор оружейный плутоний, полученный из облученного ядерного топлива с высоким выгоранием;
- Традиционный уран, плутоний и торий диоксиды;
- Перспективные нитриды (карбидов) этих нуклидов, которая имеет значительно более высокую плотность, чем диоксиды.

Вычислительная модель является элементарной ячейкой реактора ВВЭР–1000 с бесконечной высоты, состоящая из топливного элемента, окруженного водным теплоносителем. В ходе вычислений, реальная ячейка шестиугольник заменяется эквивалентной цилиндрической ячейке с поперечным сечением настоящего.

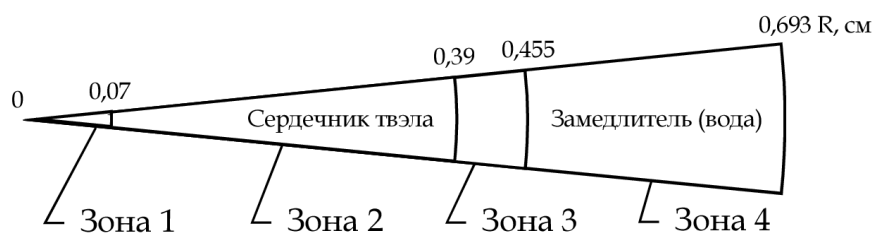


Рисунок 4.1 – Вычислительная модель

Топливного сердечника элемента (зона 2) с радиусом 0,39 см имеет внутреннее отверстие с диаметром 0,07 см (зона 1). Зона 3 представляет собой оболочку топливного элемента; зона 4 представляет собой охлаждающую жидкость (вода и модератор).

Облицовочный горючий элемент в реакторе ВВЭР–1000 изготовлен из циркониевого сплава с наружным диаметром 0,91 см и толщиной 0,65 см. Топливный пеллет из диоксида урана имеет наружный диаметр 0,78 см и осевое отверстие с диаметром 0,14 см. Шаг размещения топливных элементов 1,275 см.

Вещественный состав основных описанных топливных элементов представлен двуокисью урана с плотностью 10,5 г / см<sup>3</sup> и обогащением 4,5% по изотопу <sup>235</sup>U. Обшивка изготовлена из сплава циркония с 1% ниобия. Плотность воды соответствует давлению 16 МПа и температуре 300 ° С.

В результате работы были получены значения коэффициента размножения в зависимости от концентрации урана–235, зависимость время работы от концентрации урана–235, и ЕРР от концентрации урана–235.

Таблица 4.1 – Зависимость коэффициента размножения от концентрации <sup>235</sup>U.

концентрация урана–235/%	1	1.5	2	2.5	3
$K_{эфф}$	1.0194	1.1757	1.2747	1.3428	1.3925
концентрация урана–235/%	3.5	4	4.5	5	5.5
$K_{эфф}$	1.4303	1.46	1.484	1.5036	1.5201
концентрация урана–235/%	6	6.5	7	7.5	8
$K_{эфф}$	1.534	1.5459	1.5564	1.5656	1.5737
концентрация урана–235/%	8.5	9	9.5	10	10.5
$K_{эфф}$	1.5809	1.5802	1.5932	1.5985	1.6033
концентрация урана–235/%	11	11.5	12	12.5	13
$K_{эфф}$	1.6077	1.6117	1.6155	1.6189	1.6221
концентрация урана–235/%	13.5	14	14.5	15	15.5
$K_{эфф}$	1.6251	1.6279	1.6305	1.6329	1.6353



Таблица 4.2 – Зависимость длина кампании от концентрации  $^{235}\text{U}$ .

Концентрация	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%	3.5%	4.0%
Время работы	348.267	525.956	672.114	806.208	943.547	1084.91
Концентрация	4.5%	5.0%	5.5%	6.0%	6.5%	7.0%
Время работы	1222.32	1366.03	1561	1680.77	1799.03	1917.7
Концентрация	7.5%	8.0%	8.5%	9.0%	9.5%	10.0%
Время работы	2030.58	2140.54	2259.65	2364.79	2468.7	2587.43

Таблица 4.3 – Зависимость EPP от концентрации урана–235.

Концентрация U–235	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%	3.5%
EPP	0.3651	1.2019	2.16	3.1853	4.2534	5.3515
Концентрация U–235	4.0%	4.5%	5.0%	5.5%	6.0%	6.5%
EPP	6.4717	7.609	8.7599	9.922	11.093	12.272
Концентрация U–235	7.0%	7.5%	8.0%	8.5%	9.0%	9.5%
EPP	13.459	14.65	15.848	17.049	18.255	19.465
Концентрация U–235	10.0%	10.5%	11.0%	11.5%	12.0%	12.5%
EPP	20.678	21.894	23.113	24.334	25.558	26.784
Концентрация U–235	13.0%	13.5%	14.0%	14.5%	15.0%	
EPP	28.013	29.243	30.475	31.709	32.944	

На рисунке 4.2 показана зависимость коэффициента размножения от концентрации урана–235.

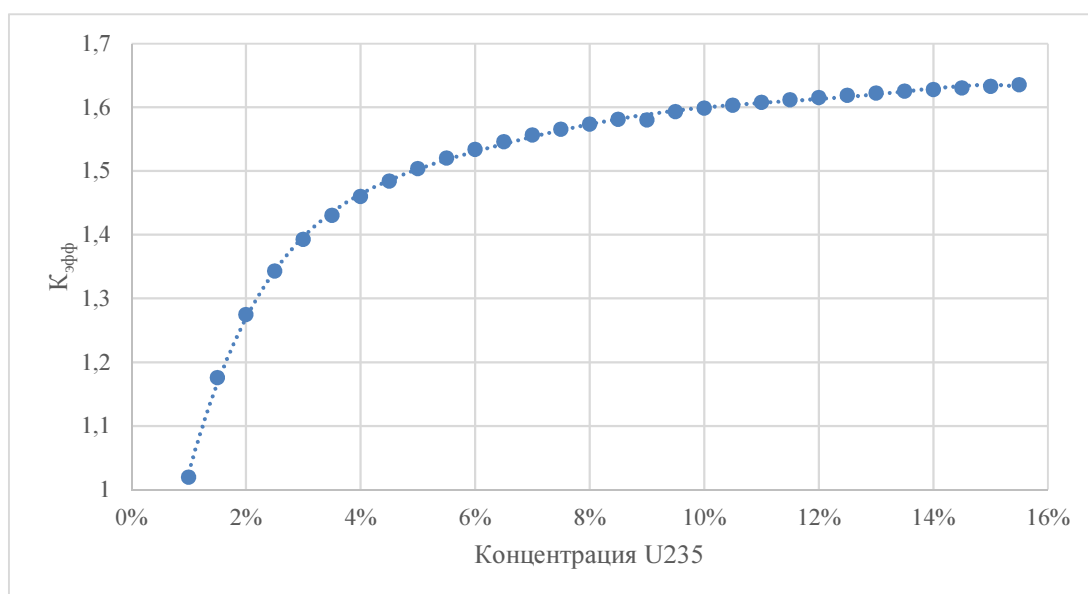
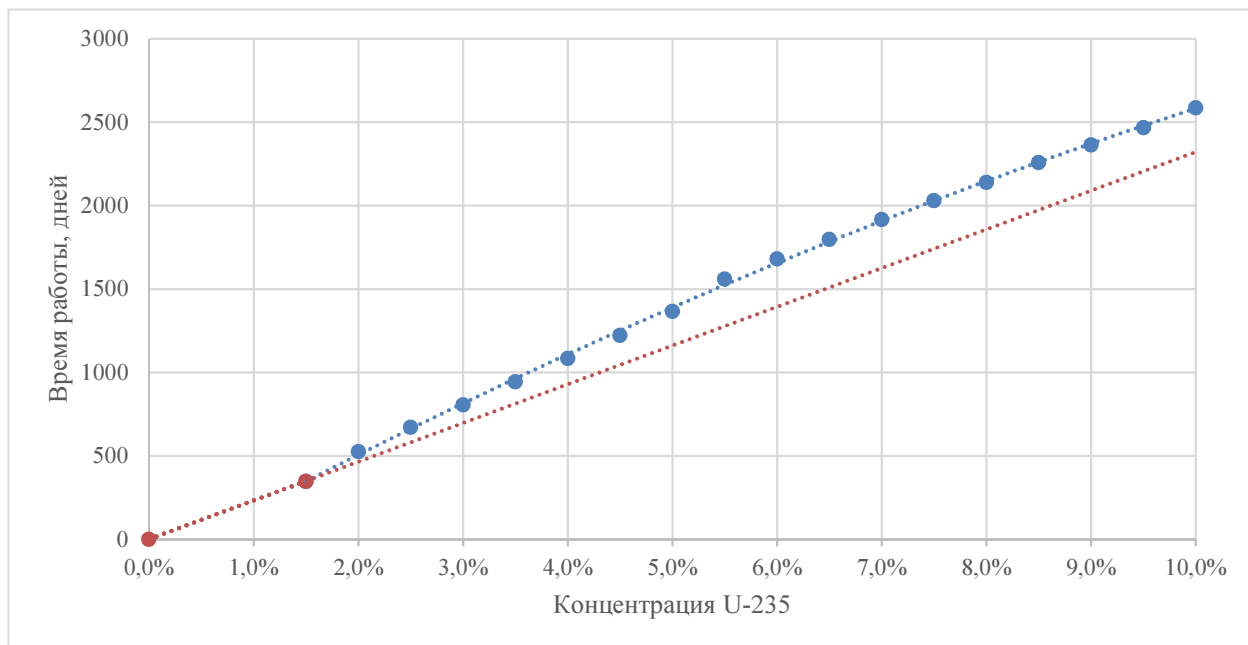


Рисунок 4.2 – Зависимость коэффициента размножения от концентрации  $^{235}\text{U}$

Видно, что на рисунке экспериментальные точки хорошо совпадают на

кривой и чем больше концентрация  $^{235}\text{U}$ , тем медленнее увлекается  $K_{\text{эфф}}$ . Мы можем считать, что, когда концентрация существует  $^{235}\text{U}$  10%, состояние работы нормально и стабильно.

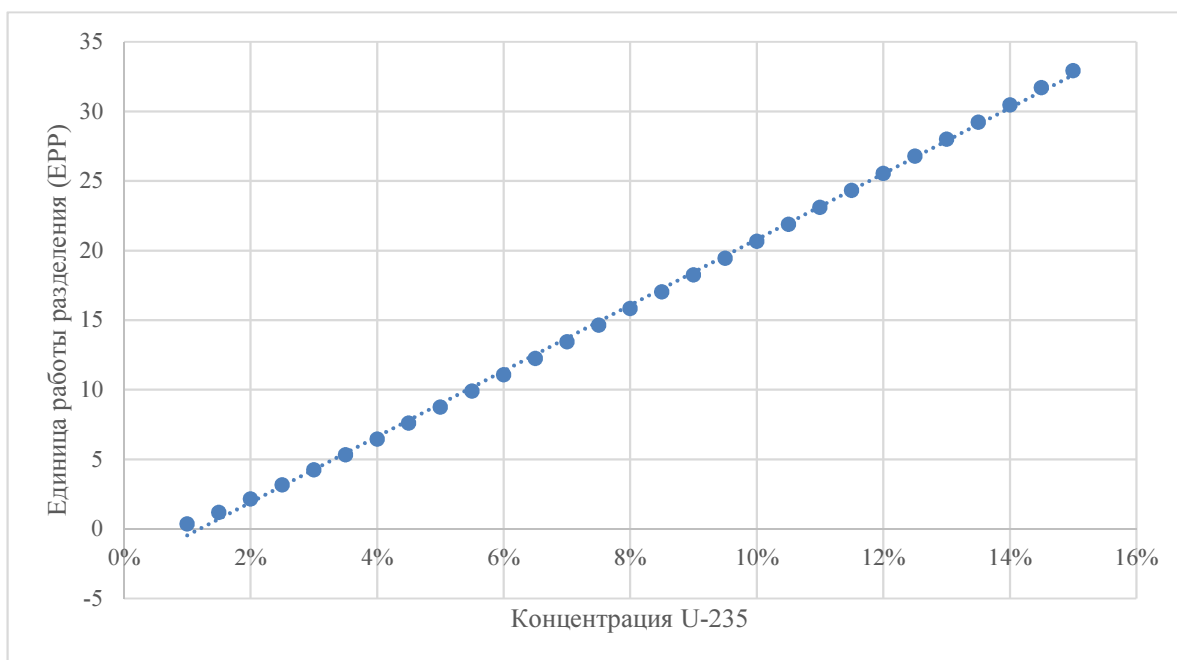
На рисунке 4.3 показана зависимость время работы от концентрации  $^{235}\text{U}$ .



*Рисунок 4.3 – Зависимость длина кампании от концентрации  $^{235}\text{U}$*

На рисунке видно две группы линии. Синяя линия составляет из экспериментальных данных, и красная линия покажет идеальную ситуацию. Моделированные данные почти совпадает на теорию, значит мы можем использовать то, что получили.

На рисунке 4.4 показана зависимость ЕРР от концентрации  $^{235}\text{U}$ .



Рисунке 4.4 – Зависимость EPP от концентрации урана–235

Таблица 4.4 – Коэффициент при разных концентрации UO<sub>2</sub>.

UO <sub>2</sub> %	0,5%	1,5%	2,5%	3,5%	4,5%	4,6%	4,7%	4,8%	4,9%	5,0%
Кэфф	0,5196	1,0156	1,2557	1,3952	1,4861	1,4935	1,5006	1,5074	1,5141	1,5205
UO <sub>2</sub> %	5,1%	5,2%	5,3%	5,4%	5,5%	5,6%	5,7%	5,8%	5,9%	6,0%
Кэфф	1,5267	1,5327	1,5385	1,5442	1,5497	1,5550	1,5601	1,5652	1,5700	1,5749
UO <sub>2</sub> %	7,0%	8,0%	9,0%	10,0%	11,0%	12,0%	13,0%	14,0%	15,0%	16,0%
Кэфф	1,6160	1,6485	1,6749	1,6968	1,7154	1,7319	1,7464	1,7594	1,7712	1,7820
UO <sub>2</sub> %	17,0%	18,0%	19,0%	20,0%	25,0%	30,0%	35,0%	40,0%	45,0%	50,0%
Кэфф	1,7921	1,8014	1,8102	1,8185	1,8549	1,8856	1,9128	1,9377	1,9610	1,9828

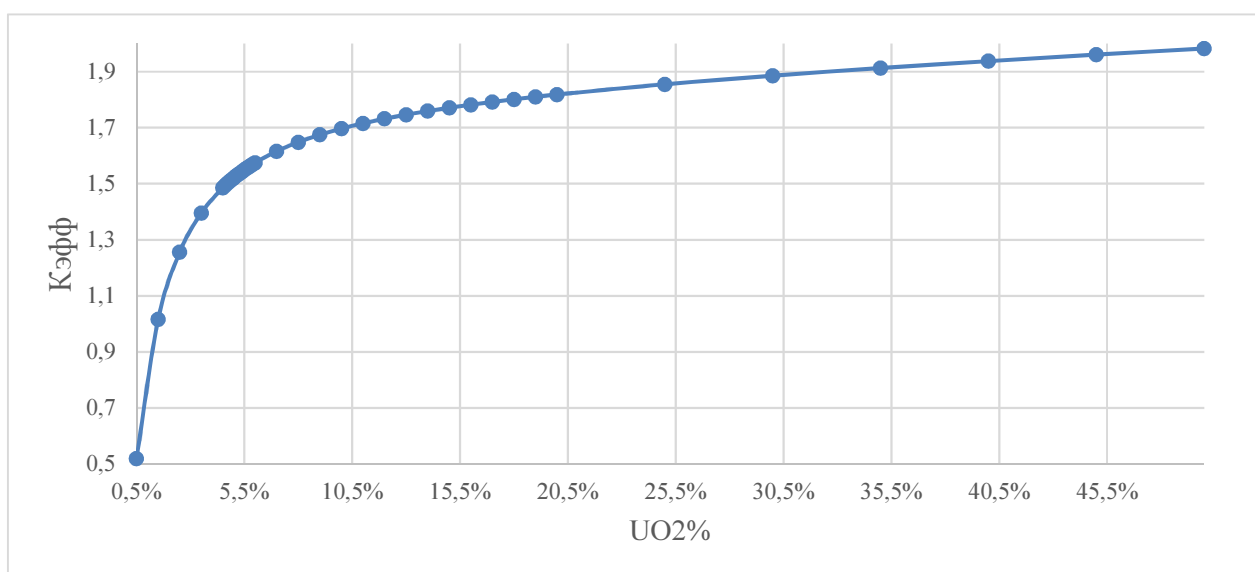


Рисунок 4.5 – Зависимость коэффициент размножения от концентрации UO<sub>2</sub>

Видно, что скорость изменения коэффициента размножения увеличивается после 5% и уменьшается после 20%, 12% и 13% .

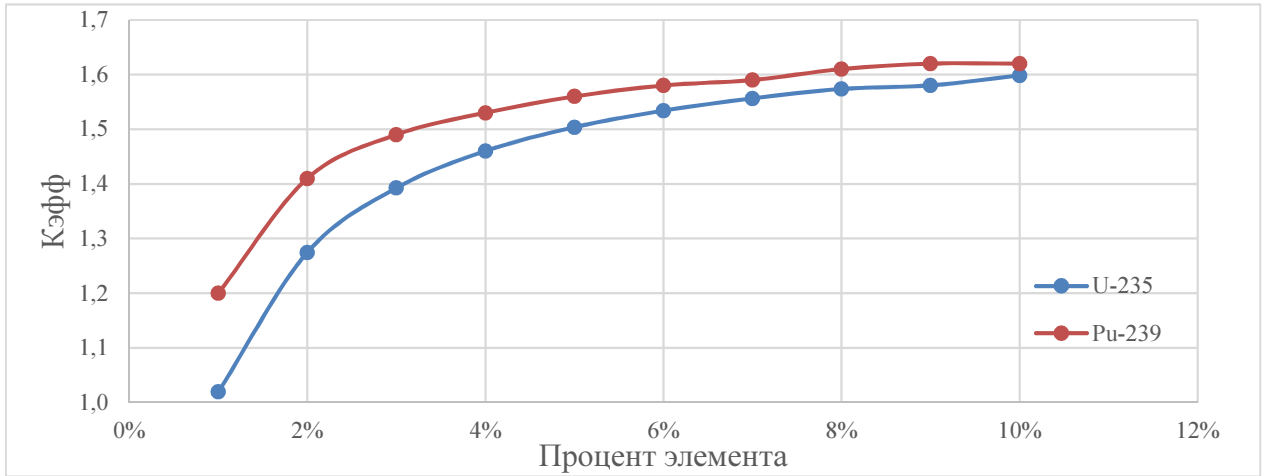


Рисунок 4.6 – Зависимость коэффициент размножения от концентраций  $U^{235}$  и  $Pu^{239}$ .

Рисунок 4.6 показаны зависимости бесконечного коэффициента умножения для крупного российского топлива для энергетических реакторов – смесь двуокись урана и плутоний с 1%, до 10% обогащения по отношению к  $U^{235}$ ,  $Pu^{239}$  изотопа в элементарной ячейке реактора ВВЭР–1000.

Таблица 4.5 – Изотопный состав при разных концентрациях плутония (оружие и топливо).

Плотность	N	N (O)	Pu 50%					U 50%	
			Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	U-235	U-238
Оружие	0.025009	0.050019	–	90%	5%	5%	–	0.1%	99.9%
			–	1.13E-02	6.25E-04	6.25E-04	–	1.25E-05	1.25E-02
Топливо 1	0.024998	0.049995	–	60%	40%	–	–	0.1%	99.9%
			–	7.50E-03	5.00E-03	–	–	1.25E-05	1.25E-02
Топливо 2	0.025080	0.050159	1.3%	60.3%	24.3%	8.3%	5.0%	0.1%	99.9%
			1.63E-04	7.56E-03	3.05E-03	1.04E-03	6.27E-04	1.25E-05	1.25E-02

Таблица 4.6 – Коэффициент размножения при разных концентрациях плутонии

Концентрации топлива	5%	6%	7%	8%	9%	10%	11%	12%	13%	14%	15%
Кэфф(Оружие)	1.186	1.234	1.272	1.303	1.331	1.355	1.374	1.393	1.410	1.425	1.441
Кэфф(Топливо 1)	0.731	0.799	0.852	0.900	0.943	0.980	1.014	1.044	1.073	1.099	1.124
Кэфф(Топливо 2)	0.812	0.874	0.928	0.974	1.015	1.052	1.085	1.116	1.143	1.169	1.193

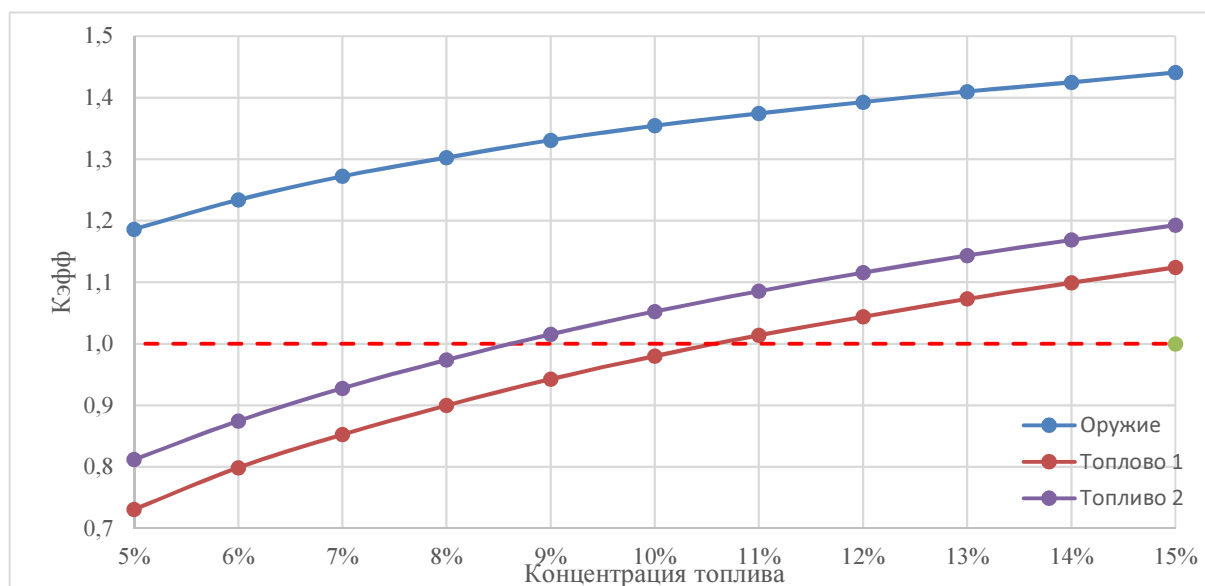


Рисунок 4.7 – Коэффициент размножения при разных концентрациях плутонии.

Видно из графика, что максимальное значение коэффициента у концентрации топлива для оружия. А коэффициент размножения у концентрации топлива для топлива больше чем 1 только когда концентрация плутония больше чем 10%.

Исследовано изменение коэффициента размножения от выгорания топлива, концентрации топлива были выбраны 12% и 13%. Результаты представлены на рисунке 4.8.

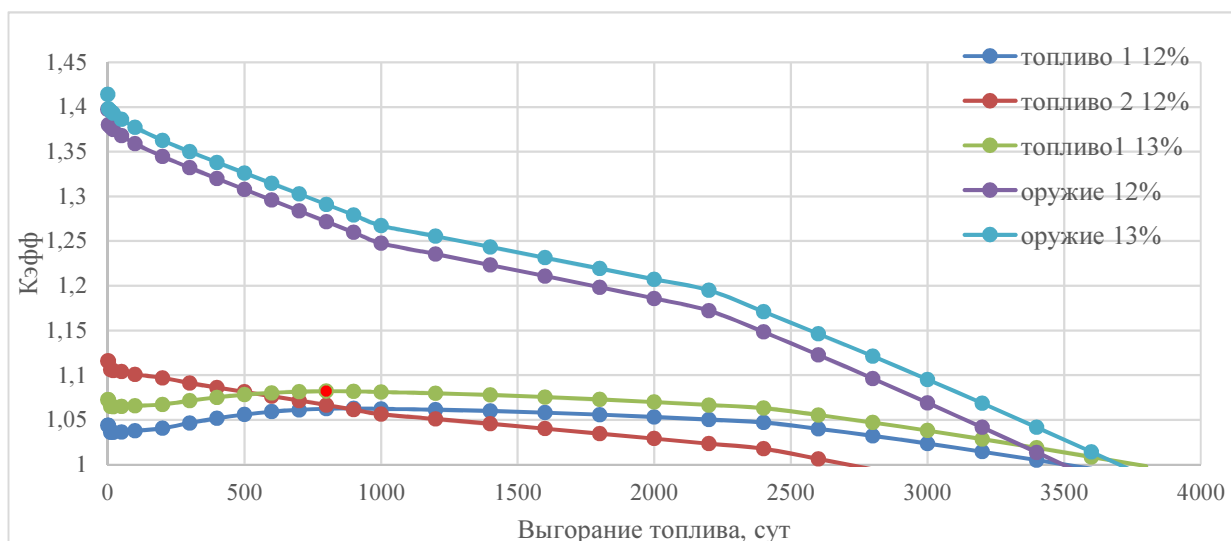


Рисунок 4.8 – Коэффициент размножения от выгорания топлива.

Для того чтобы найти причину увеличения коэффициента размножения в начале, были исследованы изменения количества изотопов U и Pu. Результаты показаны на рисунке. 4.9 – 4.11.

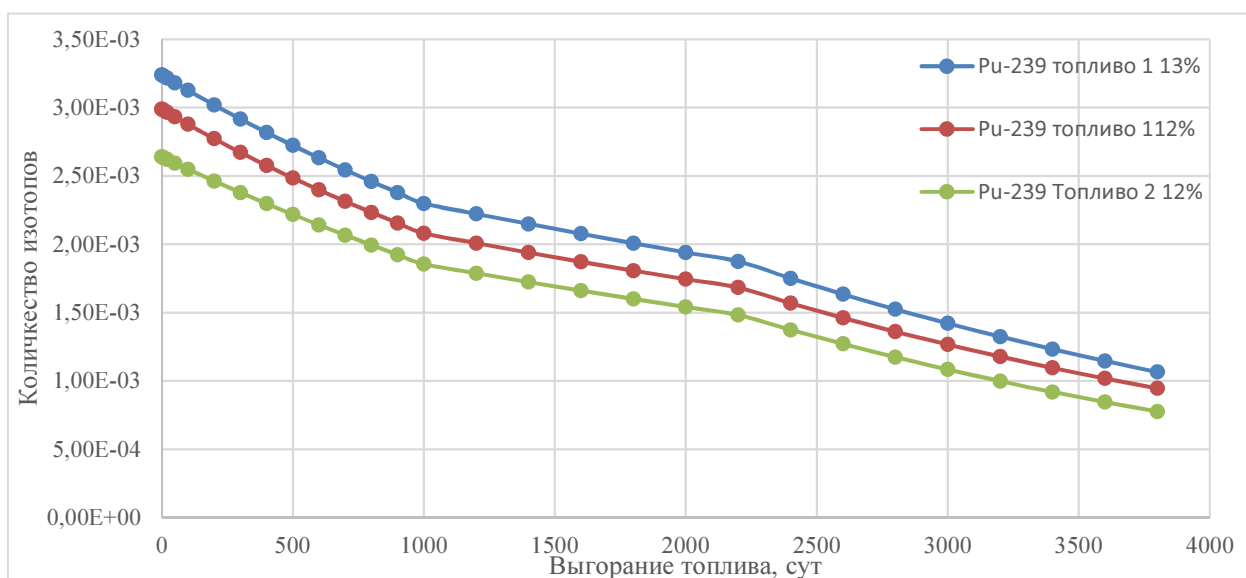


Рисунок 4.9 – Количество  $Pu^{239}$  от выгорания топлива.

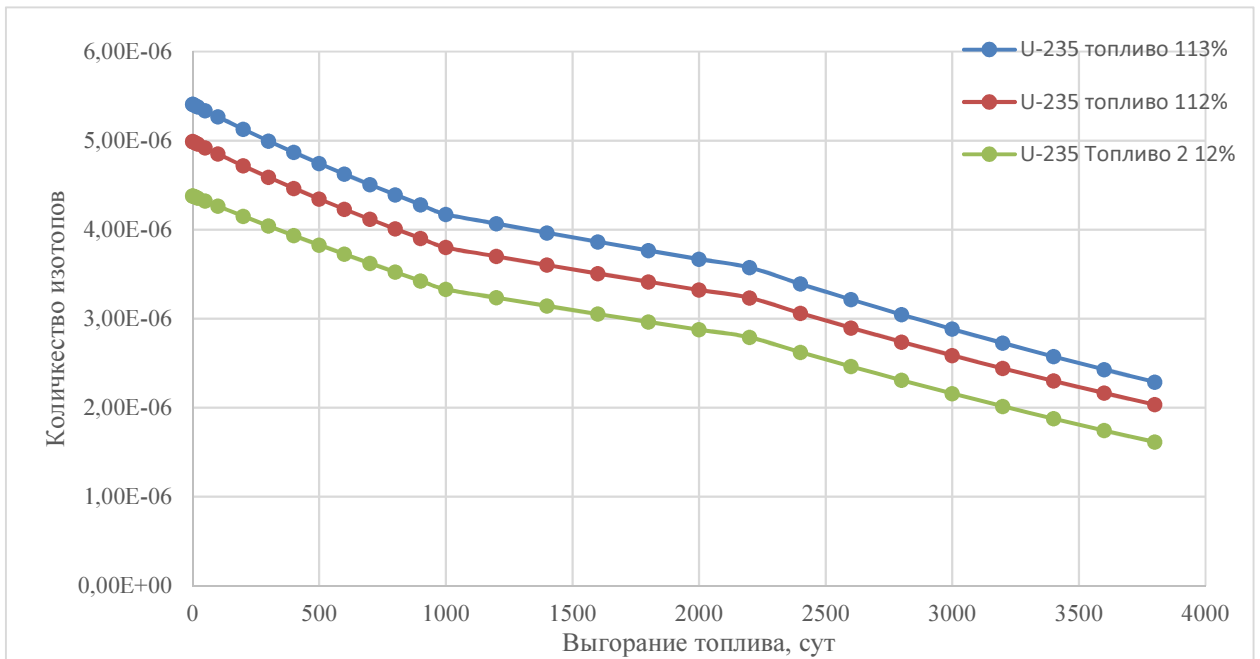


Рисунок 4.10 – Количество  $U^{235}$  от выгорания топлива.

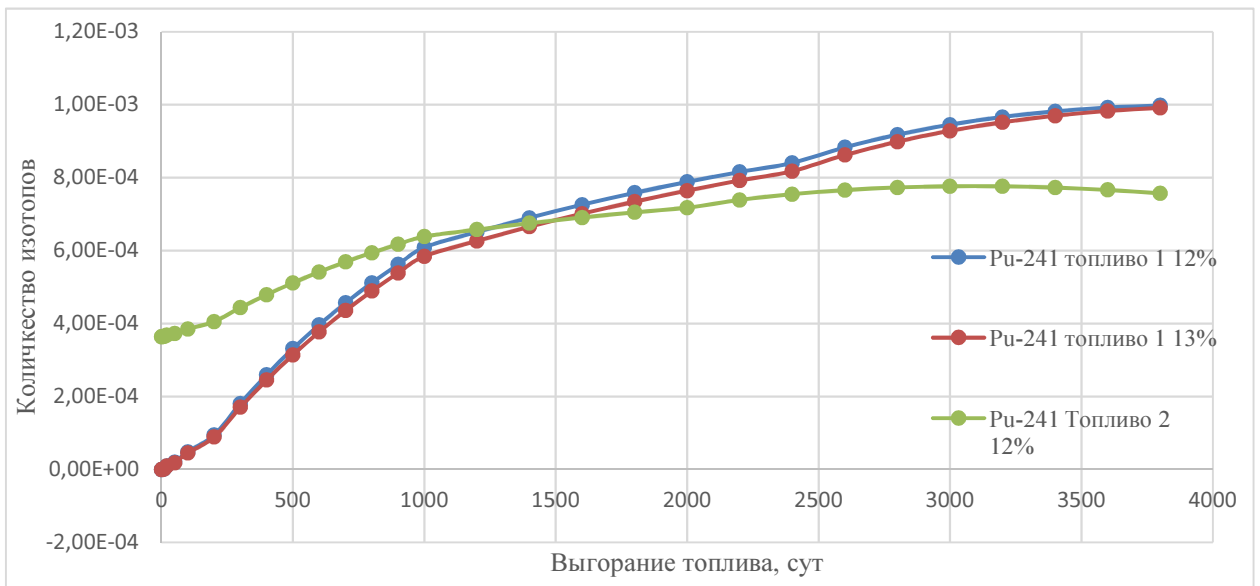


Рисунок 4.11 – Количество  $Pu^{241}$  от выгорания топлива.

Из графики можно сказать, что изотопы  $U^{235}$  и  $Pu^{239}$  не влияют на увеличение коэффициента размножения, а  $Pu-241$  влияет. И выгорание топлива для топливо1 12% больше чем топливо 2 12% почти 1000 суток, топливо 1 13% ещё лучше, чем топливо 1 12%.

Этот результат очень полезен для исследования изотопного состава топлива в реакторе.

## **5 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение**

В процессе поиска источников финансирования для проведения научного исследования и коммерциализации его результатов, оценка коммерческой ценности работы является необходимым условием. При этом разработчики должны представить настоящее состояние и перспективы проводимых ими научных исследований.

Помимо превышения технических параметров над предыдущими разработками необходимо понимать коммерческую привлекательность научного исследования.

Таким образом, целью данного раздела «ресурсосбережение» является проектирование и создание конкурентоспособных разработок, технологий, отвечающих современным требованиям в области ресурсоэффективности и ресурсосбережения.

Для достижения цели следует решить следующие задачи:

Определение коммерческого потенциала и перспективности проведения научных исследований с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения

Планирование научно-исследовательских работ;

Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования.

### **5.1 Оценка коммерческого потенциала и перспективности проведения научных исследований с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения**

Детальный анализ конкурирующих разработок, существующих на рынке, необходимо проводить систематически, поскольку рынки пребывают в постоянном движении. Такой анализ помогает вносить коррективы в научное



исследование, чтобы успешнее противостоять своим соперникам. Важно реалистично оценить сильные и слабые стороны разработок конкурентов.

С этой целью может быть использована вся имеющаяся информация о конкурентных разработках:

- технические характеристики разработки;
- конкурентоспособность разработки;
- уровень завершенности научного исследования (наличие макета, прототипа и т.п.);
- бюджет разработки;
- уровень проникновения на рынок;
- финансовое положение конкурентов, тенденции его изменения и т.д.

Анализ конкурентных технических решений с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения позволяет провести оценку сравнительной эффективности научной разработки и определить направления для ее будущего повышения.

Целесообразно проводить данный анализ с помощью оценочной карты, пример которой приведен в таблица 5.1.

Таблица 5.1 – Оценочная карта для сравнения конкурентных технических решений (разработок)

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		Б <sub>ф</sub>	Б <sub>к1</sub>	Б <sub>к2</sub>	К <sub>ф</sub>	К <sub>к1</sub>	К <sub>к2</sub>
1	2	3	4	5	6	7	8
<b>Технические критерии оценки ресурсоэффективности</b>							
1. Повышение производительности труда пользователя	0,02	5	4	3	0,1	0,09	0,04
2. Удобство в эксплуатации	0,02	3	4	5	0,07	0,08	0,08
3. Энергоэкономичность	0,04	3	3	4	0,1	0,11	0,11
4. Надежность	0,05	4	4	3	0,17	0,13	0,21
5. Уровень шума	0,01	3	3	3	0,04	0,06	0,07
6. Безопасность	0,3	4	4	3	0,87	0,91	1,1
7. Потребность в ресурсах памяти	0,05	3	4	3	0,23	0,2	0,22
8. Функциональная мощность	0,15	4	4	5	0,67	0,7	0,43

Экономические критерии оценки эффективности							
1. Конкурентоспособность продукта	0,01	4	2	4	0,02	0,03	0,01
2. Уровень проникновения на рынок	0,05	2	4	3	0,09	0,15	0,27
3. Предполагаемый срок эксплуатации	0,2	3	3	4	0,73	0,8	0,57
4. Послепродажное обслуживание	0,1	3	4	4	0,18	0,3	0,43
<b>Итого</b>	<b>1</b>	<b>41</b>	<b>43</b>	<b>44</b>	<b>3,27</b>	<b>3,56</b>	<b>3,54</b>

Позиция разработки и конкурентов оценивается по каждому показателю экспертным путем по пятибалльной шкале, где 1 – наиболее слабая позиция, а 5 – наиболее сильная.

Анализ конкурентных технических решений определяется по формуле:

$$K = \sum Vi \cdot Bi, \quad (5.1)$$

где  $K$  – конкурентоспособность научной разработки или конкурента;  $Vi$  – вес показателя (в долях единицы);  $Bi$  – балл  $i$ -го показателя.

Значение  $K$  позволяет говорить о перспективах разработки и качестве проведенного исследования. Если значение показателя  $K$  получилось от 5 до 4, то такая разработка считается перспективной. Если от 4 до 3 – то перспективность выше среднего. Если от 3 до 2 – то перспективность средняя. Если от 2 до 1 – то перспективность ниже среднего. Если 1 и ниже – то перспективность крайне низкая.

По результатам оценки качества и перспективности делается вывод об объемах инвестирования в текущую разработку и направлениях ее дальнейшего улучшения.

## 5.2 SWOT-анализ

Для исследования внешней и внутренней среды выполняемого научного исследования проводят - SWOT-анализ. SWOT – Strengths (сильные стороны), Weaknesses (слабые стороны), Opportunities (возможности) и Threats (угрозы).

Анализ проводится в несколько этапов:

**Первый этап** заключается в описании сильных и слабых сторон проекта,

в выявлении возможностей и угроз для реализации проекта, которые проявились или могут появиться в его внешней среде. Дадим трактовку каждому из этих понятий.

1. **Сильные стороны.** Сильные стороны – это факторы, характеризующие конкурентоспособную сторону научно-исследовательского проекта. Сильные стороны свидетельствуют о том, что у проекта есть отличительное преимущество или особые ресурсы, являющиеся особенными с точки зрения конкуренции. Другими словами, сильные стороны – это ресурсы или возможности, которыми располагает руководство проекта и которые могут быть эффективно использованы для достижения поставленных целей. При этом важно рассматривать сильные стороны и с точки зрения руководства проекта, и с точки зрения тех, кто в нем еще задействован.

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

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

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

выступать барьер, ограничение или что-либо еще, что может повлечь за собой проблемы, разрушения, вред или ущерб, наносимый проекту.

Результаты первого этапа SWOT-анализа представлены в таблице 5.2.

Таблица 5.2 – Матрица SWOT

<p style="text-align: center;"><b>Сильные стороны</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Наличие бюджетного финансирования</li> <li>2. Актуальность тематики</li> <li>3. Использование одной из современных программ</li> <li>4. Наличие полученных результатов и выводов</li> <li>5. Экологичность технологии</li> </ol>	<p style="text-align: center;"><b>Слабые стороны</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Небольшое количество образцовых изотопных источников урана (ОСО)</li> <li>2. Недостаточное количество измерений</li> <li>3. Закрытость программы</li> <li>4. Большой срок поставок материалов и комплектующих, использованных при проведении научных исследований</li> <li>5. Нет возможности ремонта детектора</li> </ol>
<p style="text-align: center;"><b>Возможности</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Разработка рекомендаций для работников атомной промышленности</li> <li>2. Возможность появления новых условий измерений</li> <li>3. Использование инфраструктуры ТПУ</li> <li>4. Поддержка атомной промышленности со стороны государства</li> <li>5. Появление дополнительного спроса на результаты исследования</li> </ol>	<p style="text-align: center;"><b>Угрозы</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Отсутствие детектора в связи с его поломкой</li> <li>2. Проведение подобных экспериментов в других учебных заведениях</li> <li>3. Задержки финансирования</li> <li>4. Развитие новых методов обращения ядерного топлива</li> <li>5. Отсутствие спроса на результаты исследования</li> </ol>

После того как сформулированы четыре области SWOT переходят к реализации второго этапа.

**Второй этап** состоит в выявлении соответствия сильных и слабых сторон научно-исследовательского проекта внешним условиям окружающей среды. Это соответствие или несоответствие должны помочь выявить степень необходимости проведения стратегических изменений.

Возможно использование этой матрицы в качестве одной из основ для оценки вариантов стратегического выбора. Каждый фактор помечается либо знаком «+» (означает сильное соответствие сильных сторон возможностям), либо знаком «-» (что означает слабое соответствие); «0» – если есть сомнения в том, что поставить «+» или «-». Интерактивная матрица проекта представлена в таблице 5.3

Таблица 5.3 – Интерактивная матрица проекта

Сильные стороны проекта				
Возможности проекта		C1	C2	C3
	B1	+	+	-
	B2	-	-	-
	B3	+	+	-

В рамках **третьего этапа** должна быть составлена итоговая матрица SWOT-анализа, которая приводится в табл. 5.7.

Таблица 5.7 – SWOT-анализ

	<p>Сильные стороны научно-исследовательского проекта:</p> <p>C1. Использование канальной схемы предоставляет возможность увеличения мощности установки без увеличения размеров активной зоны</p> <p>C2. Возможность перезагружать топливо в реакторе, не останавливая его.</p> <p>C3. Невоспламеняемость и невозможность затвердевания воды упрощает проблему эксплуатации реактора и вспомогательного оборудования</p>	<p>Слабые стороны научно-исследовательского проекта:</p> <p>Сл1. Использование канальной схемы делает невозможным создания корпуса реактора, что уменьшает его безопасность.</p> <p>Сл2. Канальная схема имеет много трубопроводов и ответвлений, что требует для работы высококвалифицированного персонала.</p> <p>Сл3. Вода взаимодействует с ураном и его соединениями, поэтому тепловыделяющие элементы должны снабжаться антикоррозионными покрытиями.</p>
<p>Возможности:</p> <p>B1. Снижение стоимости электроэнергии.</p> <p>B2. Ввод новых производств и мощностей для обеспечения работоспособности ЯЭУ.</p>	<p>1. Увеличение мощности ЯЭУ приведет к еще более сильному снижению цен на электричество и потребует ввода дополнительных мощностей.</p> <p>2. Увеличение мощности приведет к увеличению персонала ЯЭУ.</p>	<p>1. Высококвалифицированный персонал повысит качество работы ЯЭУ, безопасность.</p> <p>2. Дополнительные производства для обеспечения ЯЭУ жидкометаллическим теплоносителем.</p>
<p>Угрозы:</p> <p>У1. Природные катаклизмы: землетрясения, цунами, смерчи.</p> <p>У2. Снижение интереса государства к развитию атомной энергетики и ввода новых мощностей.</p> <p>У3. Угроза диверсионных и террористических действий в отношении ЯЭУ.</p>	<p>1. Возможность увеличения мощности влечет за собой привлечение действий террористического и диверсионного характеров.</p> <p>2. Постоянная работа реактора и возможность увеличения мощности вызывает дополнительный интерес у государства.</p>	<p>1. Отсутствие корпуса у реактора делает его уязвимым перед природными катаклизмами.</p> <p>2. Использование в качестве теплоносителя легкую воду, которая химически взаимодействует с ураном и его соединениями, увеличивая вероятность коррозии топливной таблетки.</p>

Проанализировав характер НТР можно сделать вывод, что наиболее оптимальной стратегией выхода разработки на рынок является стратегия совместной предпринимательской деятельности. Совместная предпринимательская деятельность – это стратегия, которая основана на соединении общих усилий фирмы с коммерческими предприятиями страны-партнера для создания производственных и маркетинговых мощностей. Данная стратегия выбрана ввиду того, что предприятие, заинтересованное в ЯЭУ на российском рынке, одно (Росэнергоатом). В свою очередь, данное предприятие требует тесного взаимодействия с другими производственными компаниями.

### **5.3 Планирование научно-исследовательских работ**

Для выполнения и планирования данной работы по теме Диагностика процесса распыления и исследование структуры полученных покрытий методом реактивного магнетронного распыления, сначала нужно ее разделить на несколько частей, то есть различные этапы:

- Подготовительный этап. Выбор темы; изучение, анализ информации по выбранной теме. Техничко-экономическое обоснование целесообразности проведения исследований по данной теме. Определение рабочей группы;
- Формирование теоретической части. Выявление возможных направлений исследования;
- Проведение экспериментов по теоретической части;
- Количественная оценка экспериментального исследования, выбор параметров, проведение численного моделирования;
- Корректировка разработанных параметров после получения результатов эксперимента;
- Выводы и предложения по теме, обобщение результатов разработки.
- Составление технологического отчета;

Завершающий этап. Проведение анализа результатов исследования всей рабочей группы. Утверждение результатов работы. Подготовка отчетной документации.

### 5.3.1 Структура работ в рамках научного исследования

Планирование комплекса предполагаемых работ осуществляется в следующем порядке:

- определение структуры работ в рамках научного исследования;
- определение участников каждой работы;
- установление продолжительности работ;
- построение графика проведения научных исследований.

Перечень этапов, работ и распределение исполнителей по данным видам работ приведен в таблице 5.8.

Таблица 5.8 – Перечень этапов, работ и распределение исполнителей

Основные этапы	№ раб	Содержание работ	Должность исполнителя
Разработка технического задания на НИР	1	Составление и утверждение технического задания	руководитель
Выбор направления исследования	2	Подбор и изучение материалов по теме	магистр
	3	Выбор направления исследования	руководитель
	4	Календарное планирование работ по теме	магистр
Теоретические и экспериментальные исследования	5	Ознакомление с особенностями обращения ядерного топлива	магистр
Практические вопросы	6	Формирование требований по обеспечению безопасности при обращении ядерного топлива	руководитель, магистр
Проектные работы	7	Концептуальное проектирование	магистр
	8	Проведение проектных работ	магистр
Обобщение и оценка результатов	9	Оценка эффективности полученных результатов	руководитель, магистр
	10	Определение целесообразности проведения НИР	руководитель магистр

Оформление отчёта по НИР	11	Составление пояснительной записки	магистр
	12	Подготовка материалов к защите	магистр

### 5.3.2 Разработка графика проведения научного исследования

Для выполнения научных исследований была сформирована рабочая группа, в состав которой входили научные сотрудники, преподаватели, инженеры, техники, лаборанты и студенты. По каждому виду работ устанавливалась соответствующая должность исполнителя.

Важным моментом является определение трудоемкости работ каждого из участников научного исследования. Ожидаемое значение трудоемкости:

$$t_{ож\ i} = \frac{3t_{min} + 2t_{max\ i}}{5}, \quad (5.2)$$

где  $t_{ож\ i}$  – ожидаемая трудоемкость выполнения  $i$ -ой работы;  $t_{min}$  – минимально возможная трудоемкость выполнения заданной  $i$ -ой работы;  $t_{max\ i}$  – максимально возможная трудоемкость выполнения заданной  $i$ -ой работы.

Для обоснованного расчета заработной платы необходимо продолжительность каждой работы в рабочих днях  $T_p$ ,

$$T_{pi} = \frac{t_{ож\ i}}{ч_i}, \quad (5.3)$$

где  $ч_i$  – численность исполнителей, выполняющих одновременно одну и ту же работу на данном этапе.

Группа процессов планирования состоит из процессов, осуществляемых для определения общего содержания работ, уточнения целей и разработки последовательности действий, требуемых для достижения данных целей.

В рамках планирования научного проекта необходимо построить календарный график проекта. Для планирования НТИ была выбрана диаграмма Ганта. Она представляет собой тип столбчатых диаграмм (гистограмм), который используется для иллюстрации календарного плана проекта, на котором работы по теме представляются протяженными во времени отрезками,



характеризующимися датами начала и окончания выполнения данных работ.

Для удобства построения графика, длительность каждого из этапов работ из рабочих дней следует перевести в календарные дни. Для этого необходимо воспользоваться следующей формулой:

$$T_{ki} = T_{pi} \cdot k_{\text{кал}} \quad (5.4)$$

Коэффициент календарности:

$$k_{\text{кал}} = \frac{T_{\text{кал}}}{T_{\text{кал}} - T_{\text{вых}} - T_{\text{пр}}} = \frac{365}{365 - 104 - 14} = 1,48, \quad (5.5)$$

где  $T_{\text{кал}}$  – количество календарных дней в году;  $T_{\text{вых}}$  – количество выходных дней в году;  $T_{\text{пр}}$  – количество праздничных дней в году.

Все рассчитанные значения представлены в таблице 5.9.

Таблица 5.9 – Временные показатели проведения научного исследования

Название работы	Трудоемкость работ			Исполнители	Длительность работ в рабочих днях $T_{pi}$	Длительность работ в календарных днях $T_{ki}$
	$t_{\text{mini}}$ , чел-дни	$t_{\text{maxi}}$	$t_{\text{ожи}}$			
1	1	2	1,4	руководитель	1,4	2
2	12	20	15,2	магистр	7,6	11
3	1	2	1,4	руководитель	1,4	2
4	2	4	2,8	магистр	2,8	4
5	4	7	5,2	магистр	5,2	8
6	2	4	2,8	руководитель магистр	1,4	2
7	13	20	15,8	магистр	15,8	23
8	12	16	13,6	магистр	13,6	20
9	1	2	1,4	руководитель магистр	0,7	1
10	1	2	1,4	руководитель магистр	0,7	1
11	18	22	19,6	магистр	19,6	30
12	1	2	1,4	магистр	0,7	1

График строится в виде таблицы 9 с разбивкой по месяцам за период времени полтора выполнения научного проекта. При этом работы на графике выделены различной штриховкой в зависимости от исполнителей, ответственных за ту или иную работу.

Таблица 5.10 – Календарный план-график проведения НИОКР по теме

Этапы и подэтапы	Содержание работ	Т <sub>к</sub> , кал.дн.	Время выполнения работ														
			Февр.		Март			Апрель			Май			Июнь			
1	1	Составление и утверждение технического задания	2														
2	2	Подбор и изучение материалов по теме	11														
	3	Выбор направления исследования	2														
	4	Календарное планирование работ по теме	4														
3	5	Ознакомление с особенностями обращения ядерного топлива	8														
	6	Формирование требований по обеспечению безопасности при обращении ядерного топлива	2														
	7	Концептуальное проектирование	23														
	8	Проведение проектных работ	20														
5	9	Оценка эффективности полученных результатов	1														
	10	Определение целесообразности проведения НИР	1														
5	11	Составление пояснительной записки	30														
	12	Подготовка темы к защите	1														
Итого дней		110	- научный руководитель                     - студент                     - руководитель+студент														

### 5.3.3 Бюджет научно-технического исследования (НТИ)

При планировании бюджета научного исследования учитывается полное и достоверное отражение всех видов планируемых расходов, необходимых для его выполнения. В процессе данного исследования формирования бюджета НТИ используется следующая группировка затрат по статьям:

- материальные затраты нти;
- 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.

Расчет материальных затрат осуществляется по формуле:

$$Z_M = (1 + k_T) \sum_{i=1}^m C_i \cdot N_{\text{расх } i}, \quad (5.6)$$

где  $m$  – количество видов материальных ресурсов, потребляемых при выполнении научного исследования;  $N_{\text{расх } i}$  – количество материальных ресурсов  $i$ -го вида, планируемых к использованию при выполнении научного исследования (шт., кг, м, м<sup>2</sup> и т.д.);  $C_i$  – цена приобретения единицы  $i$ -го вида потребляемых материальных ресурсов (руб./шт., руб./кг, руб./м, руб./м<sup>2</sup> и т.д.);  $k_T$  – коэффициент, учитывающий транспортно-заготовительные расходы (15-25% от стоимости материалов. от стоимости материалов). Например, как показано в таблице 11,

$$\begin{aligned} Z_M &= (1 + k_T) \sum_{i=1}^m C_i \cdot N_{\text{расх } i} = (1 + 0,15) \cdot (15225 + 2000 + 1750 + 900) \\ &= 22856 \text{ руб.} \end{aligned}$$

Стоимость всех материальных затрат, используемых при разработке проекта приведена в таблице 5.11.

Таблица 5.11 – Материальные затраты и амортизация оборудования

Наименование	Единица измерения	Количество	Цена за единицу, руб.	Сумма, руб.
Электроэнергия на требование компьютера	кВт·ч	2625	5,8	15225
Техническая документация	шт	1	2000	2000
Доступ в интернет	месяц	5	350	1750
Печать на листе	шт	300	3	900
Всего за материалы				19875
Транспортно-заготовительные расходы (15%)				2981
Итого по статье $Z_M$				22856

Основная заработная плата ( $Z_{осн}$ ) руководителя (лаборанта, инженера) от предприятия (при наличии руководителя от предприятия) рассчитывается по формуле:

$$Z_{осн} = Z_{дн} \cdot T_{раб}, \quad (5.7)$$

где  $Z_{осн}$  – основная заработная плата одного работника;  $T_p$  – продолжительность работ, выполняемых научно-техническим работником, раб. дн.;  $Z_{дн}$  – среднедневная заработная плата работника, руб.

Среднедневная заработная плата рассчитывается по формуле:

$$Z_{дн} = \frac{Z_M \cdot M}{F_d}, \quad (5.8)$$

где  $Z_M$  – месячный должностной оклад работника, руб.;  $M$  – количество месяцев работы без отпуска в течение года (при шестидневной неделе  $M = 10,4$ );  $F_d$  – действительный годовой фонд рабочего времени научно-технического персонала ( $F_d = 1794$  часов/год/человек=236 рабочих дней/год/человек).

В данную статью включается сумма выплат, предусмотренных законодательством о труде, например, оплата очередных и дополнительных отпусков; оплата времени, связанного с выполнением государственных и общественных обязанностей; выплата вознаграждения за выслугу лет и т.п. (в среднем – 12 % от суммы основной заработной платы).

Месячный должностной оклад работника:

$$З_{\text{м}} = З_{\text{тс}} \cdot k_{\text{р}}, \quad (5.9)$$

где  $З_{\text{тс}}$  – заработная плата по тарифной ставке, руб.;  $k_{\text{р}}$  – районный коэффициент, равный 1,3 (для Томска). Например, для научного руководителя имеется месячный должностной оклад работника:

$$З_{\text{м}} = З_{\text{тс}} \cdot k_{\text{р}} = 26300 \cdot 1,3 = 34190 \text{ руб.}$$

А можно получить среднедневную заработную плату научного руководителя:

$$З_{\text{дн}} = \frac{З_{\text{м}} \cdot M}{F_{\text{д}}} = \frac{34190 \cdot 10,4}{236} = 1506,68 \text{ руб.}$$

А основная заработная плата ( $З_{\text{осн}}$ ) руководителя:

$$З_{\text{осн}} = З_{\text{дн}} \cdot T_{\text{раб}} = 1506,68 \cdot 8 = 12053 \text{ руб.}$$

Студент во время прохождения преддипломной практики получает стипендию, равную 2206 руб/месяц. Среднедневная стипендия (оплата) составляет:

$$З_{\text{дн}} = \frac{З_{\text{м}} \cdot M}{F_{\text{д}}} = \frac{2206 \cdot 11,2}{223} = 111 \text{ руб.}$$

Основной заработок студента, за время преддипломной практики, равен:

$$З_{\text{осн}} = З_{\text{дн}} \cdot T_{\text{раб}} = 110 \cdot 111 = 12210 \text{ руб.}$$

Дополнительная заработная плата рассчитывается исходя из 12–20% от основной заработной платы, работников, непосредственно участвующих в выполнении темы:

$$З_{\text{доп}} = K_{\text{доп}} \cdot З_{\text{осн}}, \quad (5.10)$$

где  $З_{\text{доп}}$  – дополнительная заработная плата, руб.;  $k_{\text{доп}}$  – коэффициент дополнительной зарплаты;  $З_{\text{осн}}$  – основная заработная плата, руб., например, дополнительная заработная плата:

$$З_{\text{доп}} = K_{\text{доп}} \cdot З_{\text{осн}} = 0,12 \cdot 12053 = 1446 \text{ руб.}$$

Статья включает в себя отчисления во внебюджетные фонды:

$$З_{\text{внеб}} = K_{\text{внеб}} \cdot (З_{\text{осн}} + З_{\text{доп}}), \quad (5.11)$$

где  $k_{\text{внеб}}$  – коэффициент отчислений на уплату во внебюджетные фонды

( $k_{внеб}=0,3$ ). Например, для научного руководителя отчисления во внебюджетные фонды:

$$Z_{внеб} = K_{внеб} \cdot (Z_{осн} + Z_{доп}) = 0,3 \cdot (12053 + 1446) = 4050 \text{ руб.}$$

Накладные расходы учитывают прочие затраты организации, не попавшие в предыдущие статьи расходов: печать и ксерокопирование материалов исследования, оплата услуг связи, электроэнергии, почтовые и телеграфные расходы, размножение материалов и т.д. Расчет накладных расходов ведется по следующей формуле:

$$C_{накл} = K_{накл} \cdot (Z_M + Z_{обор} + Z_{осн} + Z_{доп} + Z_{внеб} + Z_{науч}) \quad (5.12)$$

где  $k_{накл}$  – коэффициент накладных расходов. Величину коэффициента накладных расходов можно взять в размере 16%.

Полученный расчет бюджета затрат представлен в таблице 4.

Таблица 5.12 – расчет бюджета затрат

Наименование статьи	Научный руководитель руб.	Магистр руб.	Итого руб.
Основная заработная плата	12053	12100	24153
Затраты по дополнительной заработной плате исполнителей темы	1446	0	1446
Отчисления во внебюджетные фонды	4050	3630	7680
Накладные расходы	2160	1936	4096
Бюджет затрат	-	-	37375

#### 5.4 Оценка сравнительной эффективности исследования

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

Интегральный показатель финансовой эффективности научного исследования получают в ходе оценки бюджета затрат трех (или более) вариантов исполнения научного исследования (табл. 32). Для этого наибольший интегральный показатель реализации технической задачи принимается за базу расчета (как знаменатель), с которым соотносится

финансовые значения по всем вариантам исполнения.

Интегральный финансовый показатель разработки определяется как:

$$I_{\Phi}^p = \frac{\Phi_{pi}}{\Phi_{\max}}, \quad (5.13)$$

где  $I_{\Phi}^p$  – интегральный финансовый показатель разработки;  $\Phi_{pi}$  – стоимость  $i$ -го варианта исполнения;

$\Phi_{\max}$  – максимальная стоимость исполнения научно- исследовательского

проекта (в т.ч. аналоги).

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

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

$$I_m^a = \sum_{i=1}^n a_i b_i^a, \quad I_m^p = \sum_{i=1}^n a_i b_i^p \quad (5.14)$$

где  $I_m^a$  – интегральный показатель ресурсоэффективности вариантов;

$a_i$  – весовой коэффициент  $i$ -го параметра;

$b_i^a, b_i^p$  – балльная оценка  $i$ -го параметра для аналога и разработки, устанавливается экспертным путем по выбранной шкале оценивания;

$n$  – число параметров сравнения.

Расчет интегрального показателя ресурсоэффективности рекомендуется проводить в форме таблицы, пример которой приведен ниже.

Таблица 5.13 – Сравнительная оценка характеристик вариантов исполнения проекта

Критерии	Весовой коэффициент параметра	Текущий проект	Аналог 1	Аналог 2
1. Многофункциональность	0.2	5	2	5
2. Удобство в эксплуатации	0.15	5	2	4
3. Энергосбережение	0.15	5	4	4
4. Безопасность	0.2	5	3	3
5. Надежность	0.25	5	3	2
6. Материалоемкость	0.05	5	3	4
ИТОГО	1			

$$I_{\text{тп}} = 5 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,15 + 5 \cdot 0,15 + 5 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,25 + 5 \cdot 0,05 = 5$$

$$\text{Аналог 1} = 2 \cdot 0,2 + 2 \cdot 0,15 + 4 \cdot 0,15 + 3 \cdot 0,2 + 3 \cdot 0,25 + 3 \cdot 0,05 = 2,8$$

$$\text{Аналог 2} = 5 \cdot 0,2 + 4 \cdot 0,15 + 4 \cdot 0,15 + 3 \cdot 0,2 + 2 \cdot 0,25 + 4 \cdot 0,05 = 3,5$$

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

$$I_{\text{финр}}^P = \frac{I_m^P}{I_\phi^P} \cdot I_{\text{финр}}^a = \frac{I_m^a}{I_\phi^a}. \quad (5.15)$$

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

$$\mathcal{E}_{\text{ср}} = \frac{I_{\text{финр}}^P}{I_{\text{финр}}^a}, \quad (5.16)$$

где  $\mathcal{E}_{\text{ср}}$  – сравнительная эффективность проекта;  $I_{m\varepsilon}^P$  – интегральный показатель разработки;  $I_{m\varepsilon}^a$  – интегральный технико-экономический показатель аналога.



Таблица 5.14 – Сравнительная эффективность разработки

№ П/П	Показатели	Аналог	Разработка
1		Интегральный финансовый показатель разработки	0,55
2		Интегральный показатель ресурсоэффективности разработки	5
3		Интегральный показатель эффективности	10
4		Сравнительная эффективность вариантов исполнения	3,57

Сравнение значений интегральных показателей эффективности позволяет понять и выбрать более эффективный вариант решения поставленной в магистерской диссертации технической задачи с позиции финансовой и ресурсной эффективности.

## **6 Социальная ответственность**

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

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

Опасным производственным фактором, согласно, является фактор, воздействие которого влечет возникновение травмы или внезапное ухудшение здоровья.

К вредным производственным факторам относят такие факторы, которые влекут за собой возникновение заболеваний и снижение трудоспособности.

В рамках данной работы важным является соблюдение техники безопасности при работе с полупроводниковым детектором и дальнейшей обработке полученных результатов на ЭВМ в лабораторных условиях.

### **6.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов**

Необходимым является выявление опасных и вредных факторов, возникающих при работе с полупроводниковым детектором и последующей обработке результатов измерения при помощи ЭВМ. Выявленные опасные и вредные факторы представлены в таблице 6.1.

Таблица 6.1 – Основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы

Наименование видов работ и параметров производственного процесса	Факторы по ГОСТ 12.0.003-74 ССБТ [14]		Нормативные документы
	Вредные	Опасные	
Работа на ЭВМ (анализ спектра излучения образца), каф. ФЭУ	Повышенный уровень радиации (ВЧ, УВЧ, СВЧ и др.)	–	СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03 Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. «Гигиенические требования к ПЭВМ и организации работы» [15]
		Электрический ток	ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Электробезопасность
		Пожарная безопасность	ГОСТ 12.1.004-91 ССБТ. Пожарная безопасность. Общие требования

## **6.2 Разработка мероприятий по снижению уровней вредного и опасного воздействия и устранения их влияния при работе на ПЭВМ**

### **6.2.1 Организационные мероприятия**

Все лица, допущенные для работы с ЭВМ, обязаны знать и строго соблюдать правила техники безопасности. Обучение технике безопасности и производственной санитарии состоит из вводного инструктажа и инструктажа на рабочем месте.

Проверка знаний правил техники безопасности проводится персоналом лаборатории после обучения на рабочем месте.

Лица не должны иметь медицинских противопоказаний к работе на ПЭВМ. Состояние здоровья устанавливается медицинским освидетельствованием.

### **6.2.2 Технические мероприятия**

Важным является соблюдение технических мероприятий при работе с ЭВМ. Правильная планировка и размещение рабочего места подразумевает наличие четкого порядка и постоянства размещения предметов, необходимых средств труда и рабочей документации. Все предметы, требующиеся выполнения работы должны располагаться в зоне легкой досягаемости.

При проектировании письменного стола должны быть учтены следующие требования:

- 680-800 мм – высота поверхности стола;
- 650 мм – высота поверхности для размещения клавиатуры;
- ширина рабочего стола должна составлять не менее 700 мм, длина – от 1400 мм;
- необходимо место для размещения ног (длинна – 600 мм, ширина – от 500 мм, высота для колен – не менее 450 мм, для вытянутых ног – от 650 мм).

Рабочее кресло должно быть подъемно-поворотным с возможностью регулирования по высоте и углам наклона для сиденья и спинки, а также расстоянию спинки до переднего края сиденья. Расстояние от 420 до 550 мм – рекомендуемая высота сиденья над уровнем пола. Конструкция рабочего кресла должна обеспечивать необходимую ширину и глубину поверхности сиденья от 400 мм, поверхность сиденья с заглубленным передним краем.

Монитор должен быть расположен на уровне глаз оператора на расстоянии 500-600 мм. Кроме того, должна быть возможность выбирать уровень контрастности и яркости изображения на экране. Должна предусматриваться виды регулировки параметров экрана, как:

- высота;
- наклон по вертикали;
- поворот в левом и правом направлении.

Клавиатуру следует располагать на поверхности стола на расстоянии 100-300 мм от края. Нормальным положением клавиатуры является ее размещение на уровне локтя оператора. Более удобно работать с клавишами, имеющими вогнутую поверхность, четырехугольную форму с закругленными углами. Конструкция клавиши должна обеспечивать оператору ощущение щелчка. Цвет клавиш быть контрастным по отношению к панели.

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

### 6.2.3 Условия безопасной работы

Важным является обеспечение условий безопасной работы. Основные параметры: микроклимат, шум, вибрация, электромагнитное поле, излучение, освещенность. Воздух рабочей зоны (микроклимат) производственных помещений определяют следующие параметры: температура, относительная влажность, скорость движения воздуха. Оптимальные и допустимые значения характеристик микроклимата приведены в таблице 6.2.

Таблица 6.2 – Оптимальные и допустимые параметры микроклимата

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

К мероприятиям по оздоровлению воздушной среды в производственном помещении относятся: правильная организация вентиляции и кондиционирования воздуха, отопление помещений. Вентиляция может осуществляться естественным и механическим путем. В помещении должны подаваться следующие объемы наружного воздуха:

- при объеме помещения до 20 м<sup>3</sup> на человека – не менее 30 м<sup>3</sup> в час на человека;
- при объеме помещения более 40 м<sup>3</sup> на человека и отсутствии выделения вредных веществ допускается естественная вентиляция.

Система отопления должна обеспечивать достаточное, постоянное и равномерное нагревание воздуха. В помещениях с повышенными требованиями к чистоте воздуха должно использоваться водяное отопление. Параметры микроклимата в используемой лаборатории регулируются системой центрального отопления, и имеют следующие значения:

- влажность – 40%;
- скорость движения воздуха – 0,1 м/с;

- температура летом – 20-25 °С, зимой – 13-15 °С.

В лаборатории осуществляется естественная вентиляция. Воздух поступает и удаляется через щели, окна, двери. Основным недостатком такой вентиляции в том, что приточный воздух поступает в помещение без предварительной очистки и нагревания.

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

Экран и системные блоки производят электромагнитное излучение. Основная его часть происходит от системного блока и видео кабеля. Напряженность электромагнитного поля, согласно [16], на расстоянии 50 см вокруг экрана должна превышать:

- 25 В/м при частоте от 5 Гц до 2 кГц;
- 2,5 В/м при частоте от 2 кГц до 400 кГц.

Плотность магнитного потока должна быть не более:

- 250 нТл при частоте от 5 Гц до 2 кГц;
- 25 нТл при частоте от 2 кГц до 400 кГц.

Существуют следующие способы защиты от ЭМП:

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

При работе с компьютером источником ионизирующего излучения является дисплей. Под влиянием ионизирующего излучения в организме

может происходить нарушение нормальной свертываемости крови, увеличение хрупкости кровеносных сосудов, снижение иммунитета и др. Доза облучения при расстоянии до дисплея 20 см составляет 50 мкР/час. По нормам конструкция ЭВМ должна обеспечивать мощность экспозиционной дозы рентгеновского излучения в любой точке на расстоянии 0,05 м от экрана не более 100 мкР/час.

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

### **6.3 Электробезопасность**

В зависимости от условий в помещении, опасность поражения человека электрическим током увеличивается или уменьшается. Не следует работать с ЭВМ в условиях повышенной влажности (относительная влажность воздуха длительно превышает 75%), высокой температуры (более 35°C), при наличии токопроводящей пыли, токопроводящих полов и возможности одновременного прикосновения к имеющим соединение с землей металлическим элементам и металлическим корпусом электрооборудования.

При работе с ЭВМ существует опасность электропоражения в следующих случаях:

- при прикосновении к нетоковедущим частям, оказавшимся под напряжением (в случае нарушения изоляции токоведущих частей ЭВМ);
- при прикосновении с полом, стенами, оказавшимися под напряжением;
- при коротком замыкании в высоковольтных блоках: блоке питания и блоке дисплейной развертки.

Опасность электрического тока в отличие от прочих опасных и вредных производственных факторов усугубляется тем, что органы чувств человека не обнаруживают на расстоянии грозящую опасность. Реакция человека на электрический ток возникает лишь при прохождении его через



тело. Электрический ток оказывает на человека термическое, электролитическое, механическое и биологическое воздействие.

– Термическое воздействие тока проявляется в ожогах, нагреве кровеносных сосудов и других органов, в результате чего в них возникают функциональные расстройства.

– Электролитическое действие тока характеризуется разложением крови и других органических жидкостей, что вызывает нарушения их физико-химического состава.

– Механическое действие тока проявляется в повреждениях (разрыве, расслоении и др.) различных тканей организма в результате электродинамического эффекта.

– Биологическое действие тока на живую ткань выражается в опасном возбуждении клеток и тканей организма, сопровождающемся произвольными судорожными сокращениями мышц. В результате такого возбуждения может возникнуть нарушение и даже полное прекращение деятельности органов дыхания и кровообращения.

Различают два основных вида поражений током: электрические травмы и электрические удары.

Электрические травмы подразделяются на электрические ожоги, электрические знаки, электрометаллизацию кожи, механические повреждения и электроофтальмию.

Электрический удар – это возбуждение живых тканей организма проходящим через него электрическим током, сопровождающееся произвольным судорожным сокращением мышц. При электрическом ударе может наступить клиническая смерть, которая при отсутствии квалифицированной медицинской помощи через 7-8 мин переходит в смерть биологическую. Если при клинической смерти немедленно освободить пострадавшего от действия электрического тока и срочно начать оказывать необходимую помощь (искусственное дыхание, массаж сердца), то жизнь пострадавшего может быть сохранена.

Причинами смерти от воздействия электрического тока могут быть остановка сердца или его фибрилляция, прекращение дыхания и электрический шок - своеобразная нервно-рефлекторная реакция организма в ответ на сильное раздражение электрическим током, сопровождающаяся расстройством кровообращения, дыхания, обмена веществ и т.д. Шоковое состояние может продолжаться от нескольких десятков минут до суток. При длительном шоковом состоянии может наступить смерть.

К мероприятиям по обеспечению электробезопасности электроустановок относятся:

- отключение напряжения с токоведущих частей, на которых или вблизи которых будет проводиться работа;
- принятие мер по обеспечению невозможности подачи напряжения к месту работы;
- вывешивание плакатов, указывающих место работы;
- заземление корпусов всех установок через нулевой провод;
- покрытие металлических поверхностей инструментов надежной изоляцией;

Недоступность токоведущих частей аппаратуры (заклучение в корпуса электропоражающих элементов, заклчение в корпус токоведущих частей).

#### **6.4 Пожарная и взрывная безопасность**

Помимо соблюдения правил и норм, снижающих уровень вредного воздействия, необходимо соблюдение пожарной и взрывной безопасности. Согласно, в зависимости от характеристики используемых в производстве веществ и их количества, по пожарной и взрывной опасности помещения подразделяются на категории А, Б, В, Г, Д. Так как помещение по степени пожар взрывоопасности относится к категории В, т.е. к помещениям с твердыми сгорающими веществами, необходимо предусмотреть ряд профилактических мероприятий. Возможные причины загорания:

- неисправность токоведущих частей установок;

- работа с открытой электроаппаратурой;
- короткие замыкания в блоке питания;
- несоблюдение правил пожарной безопасности;
- наличие горючих компонентов: документы, двери, столы, изоляция кабелей.

Мероприятия по пожарной безопасности можно разделить на: организационные;

- технические;
- эксплуатационные;
- режимные.

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

К техническим мероприятиям относят правила соблюдения противопожарных норм, правил проектирования зданий, устройство электропроводов и оборудования, систем отопления, обеспечения вентиляции и освещения.

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

- исключение образования горючей среды (герметизация оборудования, контроль воздушной среды, рабочая и аварийная вентиляция);
- применение при строительстве и отделке зданий негорюемых или трудно сгораемых материалов;
- правильная эксплуатация оборудования (правильное включение оборудования в сеть электрического питания, контроль нагрева оборудования);

- правильное содержание зданий и территорий (исключение образования источника воспламенения - предупреждение самовозгорания веществ, ограничение огневых работ);
- обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности;
- издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации;
- соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения;
- правильное размещение оборудования;
- своевременный профилактический осмотр, ремонт и испытание оборудования.

При возникновении аварийной ситуации необходимо:

- сообщить руководству (дежурному);
- позвонить в соответствующую аварийную службу или МЧС по телефону 112;
- принять меры по ликвидации аварии в соответствии с инструкцией

## Заключение

В ходе работы были определены теоретические зависимости эксплуатационных параметров реактора ВВЭР–1000 от удельного содержания делящегося изотопа  $U^{235}$ .

Было установлено, что повышение обогащения урана в стандартном керамическом топливе реактора ВВЭР в диапазоне от 2 до 10 процентов, практически линейно увеличивает длину кампании.

Была создана модель топливной ячейки водо–водяного ядерного реактора в бесконечной среде, используя программу WIMS–D5B.

Были определены зависимости размножающей способности ячейки от изменения нуклидного состава при изменении концентрации делящегося изотопа  $U^{235}$ .

Было исследовано влияние начального обогащения топлива на длину кампании при различном содержании  $U^{235}$  в топливе.

Было исследовано количество единиц работы разделения, необходимое для получения 1 кг обогащенного урана (различного обогащения) при различном содержании  $U^{235}$  в топливе.

На основе полученных результатов будет проводиться исследование экономической целесообразности повышения обогащения топлива для водо–водяных реакторов и исследование безопасной работы при повышенном обогащении.

В работе было рассмотрено изменение коэффициента размножения при разных концентрациях топлива двуокиси урана. Получено, что наилучшая концентрация делящегося элемента 5%–15%. Затем, было произведено сравнение топлива двуокиси урана с топливом смеси двуокиси урана и плутоний. Можно сказать, что при одинаковой концентрации топлива, топливо смеси двуокиси урана и плутоний было лучше.

Установлено несколько составов топлива (Оружейный, Топливо 1 и Топливо 2). После расчета коэффициента размножения при разном составе топливной смеси двуокиси урана и плутония, видно что состав «Оружейное»

является наиболее оптимальным, потом состав «Топливо 2» и состав «Топливо 1». Затем, что были исследованы изменения Кэфф с композицией работы разных составов топлива. Удивленно найдено, что композиция состава «Топливо 1» имеет такую же длину как композиция состава «Оружейного плутония» при концентрации равной 12%. А когда концентрация равна 13%, длина композиции топлива состава «Топливо 1» уже больше чем топливо состава «Оружейное».

Для того чтобы найти причину, были исследованы изменения количества изотопов U и Pu. Полученно, что изотопы Pu<sup>239</sup> и U<sup>235</sup> не влияют на длину композиции. Причина этого изменения – количество изотопа Pu<sup>241</sup>. Видно, что с изменением скорости изменения количества Pu<sup>241</sup>, состояние коэффициента размножения для топливного состава «Топливо 1» увеличилось.

Конечно трудно завершить эту работу в реальности. Важно, что полезная информация была открыта. Работы в этом направлении будут проложены в дальнейшем.

## Список литературы

1. Бекман И.Н. Плутоний Учебное пособие Глава 7
2. Николаев М.Н. и др. Многогрупповое приближение в теории переноса нейтронов. – М.:Энергоатомиздат, 1984.
3. Коробейников В.В. Метод Монте–Карло в задачах физики реакторов и защиты Учебное пособие по курсу МРЯР. – Обнинск: ИАТЭ, 1994. – 82 с.
4. Круглов А.К., Рудик А.П. Реакторное производство радиоактивных нуклидов. – М.:Энергоатомиздат. 1985, 256 с.
5. Марчук Г.И., Лебедев В.И. Численные методы в теории переноса нейтронов. – М.: Атомиздат, 1971.
6. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы–размножители на быстрых нейтронах. – М.:Энергоатомиздат, 1988.
7. Стумбур Э.А. Теория возмущений в реакторной физике. – М.: Атомиздат, 1986.
8. Уваров А.А, Коробейников В.В., Рябев Г Н. Лабораторный практикум по физическому расчету реакторов. – Обнинск: ИАТЭ, 1996. – 52 с.
9. Коробейников В.В., Клинов Д.А. Введение в нейтронно–физический расчет ядерных реакторов. – Обнинск: ИАТЭ, 2000. – 108 с.
- 10.Клинов Д.А., Колесов В.В. Нейтронно–физический расчет ядерных реакторов. – Обнинск: ИАТЭ, 2002. – 52 с.
- 11.Уваров А.А, Коробейников В.В. Методы физического расчета ядерных реакторов. – Обнинск: ИАТЭ, 1997. – 58 с.
- 12.Украинцев В.Ф. Эффекты реактивности в энергетических реакторах. – Обнинск: ИАТЭ, 2001. – 60 с.
- 13.Смиренский О.В. Физика и расчет ядерных реакторов. Томск: ТПУ, 1997. – 94 с.
- 14.Кузьмин А.В. Основы теории переноса нейтронов (лабораторный практикум): учебное пособие / А.В.Кузьмин. – Томск: Издво Томского политехнического университета, 2007. – 192 с.

- 15.ГОСТ 12.0.003-74 – Опасные и вредные производственные факторы. Классификация // Справочная правовая система Консультант плюс.
- 16.ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ – Система стандартов безопасности труда. Электробезопасность. Предельно допустимые значения напряжений прикосновения и токов. // Справочная правовая система Консультант плюс.
- 17.Ядерная физика и ядерные реакторы. –3-е изд. / Климов А.Н. –М: Энергоатомиздат, 2002. –280 с.
- 18.Безопасность ядерных энергетических установок. Учебное пособие / Самойлов О.Б., Усынин Г.Б., Бахметьев А.М. –М: Энергоатомиздат, 1989. –278 с.
- 19.Нейтронно-физический и теплогидравлический расчет реактора на тепловых нейтронах: Учебное пособие / Бойко В.И., Кошелев Ф.П., Шаманин И.В., Колпаков Г.Н. – Томск: Томский государственный университет, 2002.
- 20.Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учебное пособие для вузов / Г.Г. Бартоломей, Г.А. Бать, В.Д. Байбаков, М.С. Алтухов. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1989.



## **Приложение А**

### **Abstract**

Key words: nuclear reactor, MOX, fuel composition, multiplication factor.

This final qualifying work contains 120 s, 20 drawings, 27 tables, 17 sources. The aim of the work is to calculate the neutron-physical parameters of the core of a nuclear water-water reactor, optimize the fuel composition for the VVER-1000 reactor, and calculate the neutron-physical parameters of the core of a nuclear water-water reactor. The paper presents theoretical bases on the basic concepts of the physical theory of reactors, a description of the nuclear fuel cycle with the use of plutonium as a fissile material. In the course of the work, technical data on the V-320 project of the VVER-1000 reactor was determined. The modeling of the fuel assembly of the VVER-1000 reactor, the determination of the neutron-physical characteristics of the standard fuel assembly of the VVER-1000 reactor, the selection of the promising fuel composition, the geometric parameters and structural materials, and the calculation of the properties of the modernized fuel assemblies of the VVER reactor were studied.

## **Content**

Introduction .....	99
1. Description of calculation model .....	102
1.1 Task example of input data for WIMS-D4 program.....	102
1.2 Description WIMS-D4 operation.....	107
Conclusion.....	111
Reference.....	112

## Introduction

Safety is one of the most important conditions in nuclear energy within the industrial sector. There are two determined factors that are relevant to the problem of nuclear power: (1) NPP (nuclear power plant) being a highly technological complex requires a systematic approach to ensure normal operation conditions and prevent accidents; and (2) NPP is a risk (high-hazard enterprise). Unfortunately, Chernobyl disaster is an excellent example.

An operating nuclear power plant requires not only careful observance of all technological norms and instructions in managing the reactor, but also a thorough understanding of the physical processes occurring within the reactor and the necessary methods to evaluate various after-effects. This problem of reliable control of nuclei fission chain reaction is the foundation of all safety requirements.

The first calculating programs for nuclear reactors appeared as early as the 1960s and were written as machine codes, which, in its turn, allowed calculating radially-directed neutron flux distributions in diffusive one-dimensional (reactor is an infinite cylinder where introduced corrections in macrosegments is considered in the finiteness level) and in a small-scale approximation to estimate  $K_{eff}$ .

According to physics, the most important task is to predict the behavior of the reactor and the entire nuclear power plant under two conditions: performance of nuclear magnetic resonance and (2) deviations from the stationary regime. To predict the behavior of a nuclear power plant, the physical parameters should be studied via various experimental and calculation methods and programs.

The main task of neutron-physical calculation for reactors is to determine the physical characteristics of the NR device for nuclear fission chain reaction. These characteristics include load fissile nuclide mass, reactivity parameters, reactor campaign, characteristics of regulatory authorities, distribution of energy release in volume, dependence of above- listed parameters to temperature and power in the core, nuclide fuel composition based on the reactor operating time.

The production of MOX fuel for fast neutron reactors was launched within the framework of the Federal Target Program "Nuclear Energy Technologies of the

New Generation". NPP with such post-Fukushima reactors will significantly expand the fuel base of nuclear power and minimize the amount of radioactive waste due to the organization of a closed nuclear fuel cycle.

MOX fuel (English word- mixed-oxide fuel) is a mixture of uranium oxides and plutonium. Its main advantage is that it practically leaves no waste. This fuel will be used in the BN-800 reactor at Beloyarsk NPP immediately after its launching. Regenerated uranium and plutonium obtained after reprocessing used nuclear fuel can be applied. This is important both for economy and ecology. This is the fuel of the future, of course, but it's only a rational solution.

The development of the nuclear industry is impossible without introducing and implementing new solutions. The question – using plutonium in operating nuclear power plants - has always been relevant both in our country and abroad. We considered that plutonium is an effective fast reactor fuel and breeder reactors because such fast neutron reactors based on plutonium are most effective in the reproduction of new fuels and raw materials.

Development programs of fast reactors are being hampered for one reason or another. Mixed fuel, plutonium and uranium (the same MOX fuel) is used only in thermal reactors, while the practical development of MOX fuel in fast neutron reactors is being more applicable in the Russian nuclear sector. The line for its industrial production has already been launched.

Using MOX fuel is important in terms of saving fuel resources: less need for raw uranium. This fuel is practically non-waste, which means that it is environmentally friendly. After all, we are furthering the concept that nuclear stations with environmentally – friendly source of energy.

Therefore, MOX fuel, reactor-grade plutonium is combined with uranium that has never been in the reactor. This naturally increases the cost of mixed fuel and does not allow separation of post-reactor uranium.

Goal:

– optimizing fuel composition for the VVER-1000 reactor; and

Tasks:

- calculating the neutron-physical parameters of the core of a nuclear water-water reactor.
- simulate fuel cell of a water-water nuclear reactor in an infinite medium via WIMS-D5B program;
- determine dependence of cell multiplying alteration to the nuclide composition under concentration change of the fissile isotope U-235;
- investigate the influence of initial fuel enrichment on campaign for different U-235 fuel content;
- select optimal fuel composition.

## **1. Description of calculation model**

### **1.1 Task example of input data for WIMS-D4 program**

The program, like most calculation programs for NR, is in FORTRAN. The original data is written as a single file with an arbitrary name.

Input data of the WIMS-D program includes the so-called BINPUT format, when each card (a line of not more than 72 characters) of data begins with the code word, in which only the first four letters are encoded (others are ignored).

Code word is in the first column and separated by a space from numerical data that are encoded in a free format (i.e. fixed-point or floating-point). The delimiter between numbers can be the characters: " ", "\_", "=", "(", ")". If there is not enough space on one line, then you need to write "\$" in any column before the 72nd (the information in the columns after 72 is ignored). In this case, the remaining information can be encoded on the next line. The character must also be separated by a space from the previous data. The symbol "\*" in the first column means that the following information in the line is a comment.

The decimal point is the dot. If the floating-point number is  $3.14 \cdot 10^{-7}$ , then in FORTRAN it is represented as 3.14E-07. A comma (as a space), when specifying the source data, is used as a separator of two numbers.

Description of the initial data features for WIMS-D4 program will be considered on the basis of the example of a unit cell assignment of calculating a VVER-1000 reactor.

The water-water reactor design model is an infinite unit cell, consisting of a fuel rod and surrounded by a water coolant. The actual hexagonal cell in the calculation is replaced by a cylindrical cell, the cross-section area of which is equal to the area of the real cell. The core of the fuel rod (zone 2) with an outer radius of 0.39 cm has an internal hole of 0.07 cm in diameter (zone 1). Zone 3 describes the cladding of the fuel element, zones 4 and 5 represent the water coolant (and moderator).

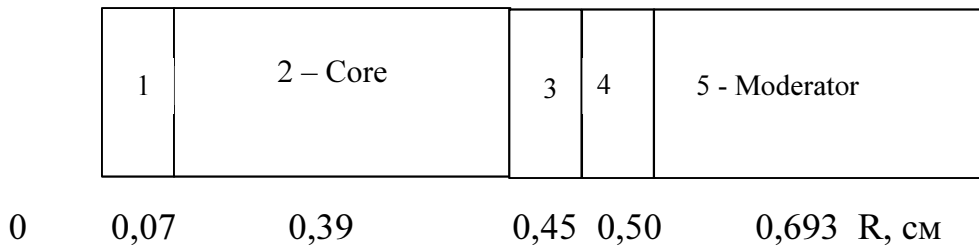


Figure 1 – Reactor sections

The fuel element envelope of the VVER-1000 reactor is of zirconium alloy with an external diameter of 0.91 cm and a thickness of 0.65 cm (material 2). The fuel pellet (fuel rod core, material 1) is of uranium dioxide has an outer diameter of 0.78 cm and an axial hole 0.14 cm in diameter. The fuel cladding step is 0.693 cm.

The calculation task includes a file with the following text information (in the WIMS directory the file is written as SAMPLE\_1):

```

CELL 6
SEQUENCE 1
NGROUP 4
NMESH 61
NMATERIAL 4 3
NREGION 5
PREOUT
INITIATE
ANNULUS 1 0.07 0
ANNULUS 2 0.390 1
ANNULUS 3 0.455 2
ANNULUS 4 0.50 3
ANNULUS 5 0.693 4
MESH 1 30 5 5 20
MATERIAL 1,-1,1000., 1,235.4,.00092,2238.4, 020,234,.9E-5,16,0.0418 $
242,1.E-30,236,1.E-30,3239.1,1.E-30,1240.1,1.E-30, $
9241.1,1.E-30,237.1,1.E-30
MATERIAL 2,-1,590.,2,91,.042586,93.1,.0004303,178,.00001291
MATERIAL 3,-1,590.,3,2001,.04872,16,.02436
MATERIAL 4,-1,590.,4,2001,.04872,16,.02436
S 32
FEWGROUPS 5,15,45,69
POWERC 1,39,2,1
BEGINC
BEGINC
POWERC 1,39,8 ,1
BEGINC
BEGINC
POWERC 1,39,10,1
BEGINC
BEGINC

```

In the above-described calculation task, nuclide fuel composition will be obtained at the following points at the start of the fuel operation: at the initial time, 2 days, 8 days and 10 days after the operation start.

The first two lines of the task specify the calculation type and method.

### **CELL L**

where, L can have the following values:

4 – calculation of a homogeneous cell (only 69 group calculations with the option  $S = 1$ );

5 – calculation of a heterogeneous cell with 69 groups;



6 – heterogeneous cell with convolution of group constants in a given number of groups;

7 – calculation of clusters (bundles of rods, packs of plates).

### **SEQUENCE S.**

This line defines one of the transport calculation methods where, S can have the following values:

1 – DSN method. In one-dimensional geometry, an infinite cylinder (of several layers) or T infinite plates;

2 – Method of PPS (PERSEUS) with isotropic angular scattering of neutrons;

3 – Method of AMS (PIJ). In any one-dimensional or (r,  $\square$ ) geometries, the cluster;

4 – Methods PIJ + PERSEUS;

5 – Methods PRIZE + PERSEUS.

Core geometry:

Zone 1 – cylindrical cavity (R1 = 0.07); - cavity, material - 0;

Zone 2 – cylindrical cavity (R2 = 0.39); - fuel, material number 1;

Zone 3 – cylindrical cavity (R3 = 0.455); - fuel rod cladding, material - 2;

Zone 4 – cylindrical cavity (R4 = 0.50); - coolant, material number 3;

Zone 5 – cylindrical cavity (R5 = 0.693); - retarder, material No. 4.

This is done using a group of lines in the job:

**ANNULUS 1 0.07 0**

**ANNULUS 2 0.39 1**

**ANNULUS 3 0.455 2**

**ANNULUS 4 0.50 3**

**ANNULUS 5 0.693 4**

The total number of geometric zones is indicated in the line

**NREGION 5**

In each of the zones nodes (intervals) are calculated as:

Area:	1	2	3	4	5
-------	---	---	---	---	---

Number of points in the zone:	1	30	5	5	20
-------------------------------	---	----	---	---	----

This is done via the line in the given task:

MESH 1.30.5.5.20

Total number of nodes in the grid is specified in the line -  
NMESH 61.

Material composition of the calculated zones: is given by lines, in the first positions, where the word MATERIAL is located. The first number on this line is the material number (see lines with the word ANNULUS). The second number (-1) – determines specified nuclide concentrations (in this case – nuclear concentrations). The third number describes the material (K) temperature. The fourth number is the material type (1-fuel, 2-shell, 3-heat carrier, 4-moderator). Further, pairs of numbers are included: the first of which is the nuclide identifier, and the second – nuclear concentration (factor 1024 is omitted, but implied). For fuel material if it is necessary to calculate the changing nuclide composition, for example, in case of burnout, two lines in gray, marked in the example task, are mandatory.

The calculation task for WIMS-D4 program should include materials of all 4 types. If only 3 materials are really present (fuel, moderator, shell), then one of the materials (moderator) can be represented by two (moderator and coolant), being separated into 2 zones by a retarder.

Energy groups of neutrons: at the first calculation stage all 69 groups are included in the program the energy intervals of which are shown in Table 3.1 At the second stage these groups are folded into four groups with the following energy partition: 10 MeV - 0.111 Mev - 148 eV - 0.625 eV, via a map.

FEWGROUPS 9,15,45,69:

- 1st to the 9th group folded into 1st small group;
- 10th to the 15th group folded into 2nd small group;
- 16th to the 45th group folded into 3rd small group;
- 45th to the 69th group folded into 4th small group;

This task is completed as sets of 3 lines: POWERC – BEGINC-BEGINC

The line with the code word POWERC indicates:

- 1 – path to set the power released in the fuel, i.e. in megawatts per ton of

uranium.

At thermal capacity of 3000 MW, the average fuel rod capacity is 0.059 MW, whereas, mass of uranium of 1511 g in 1 ton of uranium, the average power of 39 MW / t is decreased. Therefore, the second number on this line is 39 (MW / t).

The third number indicates the time interval when the reactor operates before the new cell calculation. The 4th number is the number of sub-intervals (1) into which the specified time interval is divided during the calculation.

The variant of calculation by two lines with code words BEGINC is completed. After completed calculation, the program prepares nuclear concentrations at the end of the calculated interval, taking into account the burnup and accumulation of fission products.

If additional POWERC-BEGINC-BEGINC cards are available, the calculation is repeated with different power and interval values.

## **1.2 Description WIMS-D4 operation**

The program includes the universal 69-group library of microconstants, on the basis of files of estimated neutron data (ENDF, JEF, JENDL) at the IPPE IPPE.

The required input information is relatively small in volume. Input information is entered in a fairly simple form with only a description of the variant under consideration, i.e. information about the materials and geometry of the cell. The program allows the user to choose different physical models at different stages of the calculation.

The fission spectrum corresponds to 27 groups, with the maximum occurring in group 4 (2.231 – 1.353 MeV). The resonant energy interval (9.118 keV – 4 eV) includes 13 groups. The thermal energy range (1 eV – 0) includes 30 groups.

The library of constants includes 90 nuclides. For some of them, there are several sets of micro constants obtained according to different theoretical models. Different sets of constants are available for hydrogen, boron, uranium and plutonium isotopes.

The program can solve problems in planar, cylindrical and spherical one-

dimensional geometries and in two-dimensional rz-geometry. However, the present research describes the problem in one-dimensional cylindrical geometry.

The calculation of the problem of the spatial-energy distribution of the neutron flux density is carried out in two stages. In the first stage, the real source cell is converted into a four-zone (fuel-shell-coolant-moderator) simplified and equivalent area to the real one.

The calculation of the spatial energy distribution of neutrons in the reactor cell occurs as follows:

1. detailed spectrum is calculated in 69 groups for each of the zones typical of the following the cell: in fuel, shell, coolant and moderator;
2. convolution of the cross-sections to a given small-scale approximation is carried out, in which the detailed spatial distributions of neutrons over the cell are calculated;
3. modification of the solution taking into account the leak;
4. small-scale flows unfold into a 69-group representation and the reaction rates for given isotopes are calculated.

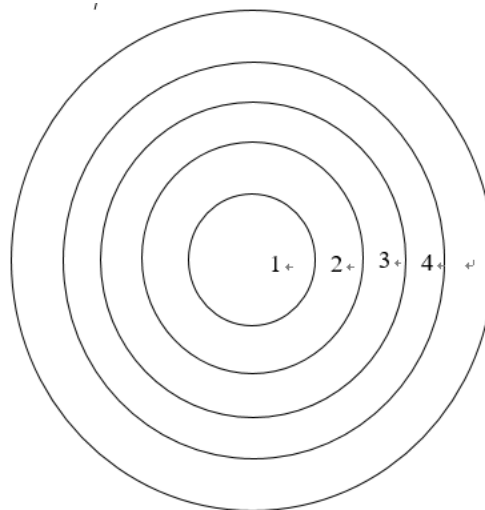


Figure 2 Cell of simplified geometry

At the first stage, the probability of the first collisions (VPS) is used to solve the neutron transport equation in an integral form, the original cell is transformed into a three- or four-zone cell (i.e. a cell of simplified geometry). In cylindrical geometry, this cell contains three or four concentric zones with the conventional

names: "fuel" (1), "shell" (2), "coolant" (3) and "moderator" (4), the last two zones can be united into one. Splitting the source cell into zones, i.e. inclusion including cell elements in one or another particular zone.

For each of these cell zones, a detailed 69-group neutron spectrum is calculated. In these calculations, the method of probabilities of the first collisions is used, i.e. transforming equation into the integral form. Neutron balance equation for group  $i$  in zone  $n$  is as following:

$$\Sigma_n^i V_n \Phi_n^i = \sum_{l=1}^L P_{ln}^i V_n (\Sigma_{sl}^{ii} \Phi_l^i + S_l^i) \quad (1.1)$$

where,  $\Sigma_n^i$  - total group cross section in zone  $n$ ;  $\Sigma_{sl}^{ii}$  - scattering cross-section in zone  $l$ ;  $V_n$  - volume of zone  $n$ ; flux in zone  $n$ ;  $S_l^i$  = average source in zone  $l$  (including contributions and scattering and from division);  $P_{ln}^i$  - probability of a neutron originating in zone  $l$  from this source, showing the next collision in zone  $n$ ; and  $L$  = number of zones in the cell. Expression for source is

$$S_l^i = \sum_{j \neq i} \Sigma_{sl}^{ji} \Phi_l^j + \frac{\chi_j}{k} (\nu \Sigma_f)_l^j \Phi_l^j \quad (1.2)$$

where,  $\Sigma_{sl}^{ji}$  - neutron transition cross section due to scattering from the group  $j$  into the group  $i$ ;  $(\nu \Sigma_f)_l^j$  - neutron yield in fission in the  $j$  group;  $\chi_i$  - fraction of the fission neutrons entering the group  $i$ .

The solution of the system of the reduced equations is made by the iterative method, as a result, the fluxes  $\Phi_n^i$  and the eigenvalue  $\kappa$  are obtained.

In the second stage of the calculations, the group sections are first convoluted to small-scale approximation given by the user. In this approximation, a detailed spatial distribution of the neutron flux density over the cell is calculated in real geometry.

Convolution where the following formulas are used, in which the index  $i$  denotes the numbers of "small" groups, and the index  $I$  denotes the numbers of "large" groups:

$$\Phi_n^I = \sum_{i \in I} \Phi_n^I, \sum_{kn}^{JI} = \sum_{j \in J} \sum_{i \in I} \frac{\sum_{kn}^{ji} \Phi_n^j}{\Phi_n^j}, \sum_{an}^I = \sum_{i \in J} \frac{\sum_{kn}^i \Phi_n^i}{\Phi_n^i}. \quad (1.3)$$

Then (in the second stage) calculations are made of the detailed spatial distribution of neutrons in the cell. Thus, the user can choose one of two methods of calculation: either a method of probability of collisions, or a method of discrete ordinates (in the last the transport equation in the differential form is solved).

When choosing the method of collision probabilities (VPS), unlike the first stage, the problem is solved with a partition into any number of geometric zones.

## **Conclusion**

The program complex “WIMS”, is one of the best unit used as calculation programs for NR. This program has many advantages, like simple and stable operation, convenient, fast and accurate calculation. Using this program, the nuclear reactor was simulated and the received data were reliable.

## Reference

1. Nikolaev MN Multigroup approximation in the theory of neutron transport. - M.: Energoatomizdat, 1984.
2. Korobeinikov V.V. The Monte Carlo method in the problems of reactor physics and protection. A manual on the course of the MPRP. - Obninsk: IATE, 1994. - 82 p.
3. Marchuk GI, Lebedev VI Numerical methods in the theory of neutron transport. - Moscow: Atomizdat, 1971.
4. Uvarov AA, Korobeinikov VV, Ryabev GN Laboratory practical work on the physical calculation of reactors. - Obninsk: IATE, 1996. - 52 p.
5. Marchuk GI, Lebedev VI Numerical methods in the theory of neutron transport. - Moscow: Atomizdat, 1971.
6. Uvarov AA, Korobeinikov VV, Ryabev GN Laboratory practical work on the physical calculation of reactors. - Obninsk: IATE, 1996. - 52 p.