

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

---

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

**МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ**

Тема работы
<b>Влияние стартового состава ядерного топлива на концентрацию изотопов урана и плутония в облученном ядерном топливе реактора ВВЭР-1000</b>

УДК 621.039.577; 621.039.543; 621.039.3

Студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6Б	Лю Сьюкунь		

Руководитель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ ИЯТШ	Нестеров В.Н.	к.т.н.		

**КОНСУЛЬТАНТЫ:**

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

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

По разделу «Социальная ответственность»

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

**ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:**

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

Томск – 2018

## 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»**

---

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

УТВЕРЖДАЮ:  
Зав. Кафедрой

\_\_\_\_\_  
(Подпись)      \_\_\_\_\_  
(Дата)      Кузнецов М.С.  
(Ф.И.О.)

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

В форме:

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

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ6Б	Лю Суюкунь

Тема работы:

Влияние стартового состава ядерного топлива на концентрацию изотопов урана и плутония в облученном ядерном топливе реактора ВВЭР-1000	
Утверждена приказом директора (дата, номер)	№2009/с от 22.03.2018 г.

Срок сдачи студентом выполненной работы:	
--	--

**ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:**

<b>Исходные данные к работе</b>	<ul style="list-style-type: none"><li>– литературные источники;</li><li>– конструкторская документация</li></ul>
<b>Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов</b>	<ul style="list-style-type: none"><li>– Провести анализ эксплуатационных параметров и конструктивных особенностей реакторов ВВЭР-1000.</li><li>– Организовать многогрупповой расчет для определения спектра плотности потока нейтронов.</li><li>– Определить влияние на спектр плотности потока нейтронов нуклидного состава ядерного топлива в реакторе ВВЭР.</li><li>– Получить зависимость содержания радиоактивного и ядерного материала в облученном ядерном топливе от обогащения свежего топлива.</li></ul>
<b>Перечень графического материала</b>	Презентация, чертёж.

<b>Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы</b>	
<b>Раздел</b>	<b>Консультант</b>
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Верховская М.В.
Социальная ответственность	Гоголева Т.С.
Иностранный язык	Кабрышева О.П.
<b>Названия разделов, которые должны быть написаны на русском и иностранном языках:</b>	
Water-Water Energetic Reactor VVER-1000	

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

Задание выдал руководитель:

<b>Должность</b>	<b>ФИО</b>	<b>Ученая степень, звание</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
Доцент ОЯТЦ ИЯТШ	Нестеров В.Н.	к.т.н.		

Задание принял к исполнению студент:

<b>Группа</b>	<b>ФИО</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
0АМ6Б	Лю Суюкунь		

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

---

Инженерная школа ядерных технологий  
Направление подготовки 14.04.02 Ядерные физика и технологии  
Уровень образования: Магистратура  
Отделение ядерного топливного цикла  
Период выполнения: весенний семестр 2018 учебного года

Форма представления работы:

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

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

Срок сдачи студентом выполненной работы:	
--	--

Дата контроля	Название раздела (модуля)/ вид работы (исследования)	Максимальный балл раздела (модуля)
01.03.2018	<i>Обзор и анализ литературы</i>	
15.03.2018	<i>Изучение оборудования, схемы установки</i>	
05.04.2018	<i>Изучение эксплуатационных параметров ВВЭР-1000</i>	
15.04.2018	<i>Выполнение расчётов и анализ полученных данных</i>	
01.05.2018	<i>Обобщение и оценка результатов</i>	
15.05.2018	<i>Оформление пояснительной записки, презентации</i>	
31.05.2018	<i>Подготовка к защите</i>	

Составил преподаватель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ ИЯТШ	Нестеров В.Н.	к.т.н.		

**СОГЛАСОВАНО:**

Зав. кафедрой	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата

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

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ6Б	Лю Суюкунь

Институт	Инженерная школа ядерных технологий	Кафедра	Отделение ядерного топливного цикла
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	14.04.02 Ядерные физика и технологии

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

<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Стоимость ресурсов научного исследования (НИ): материально-технических, энергетических, финансовых, информационных и человеческих</li> <li>2. Нормы и нормативы расходования ресурсов</li> <li>3. Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования</li> </ol>	<p>Работа с информацией, представленной в российских и иностранных научных публикациях, аналитических материалах, статистических бюллетенях и изданиях, нормативно-правовых документах</p>
---	--

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

<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Оценка коммерческого потенциала, перспективности и альтернатив проведения НИ с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения</li> </ol>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Анализ конкурентных технических решений</li> <li>- SWOT-анализ</li> </ul>
<ol style="list-style-type: none"> <li>2. Формирование плана и графика разработки научного исследования</li> </ol>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Иерархическая структура работ</li> <li>- Календарный план-график реализации проекта</li> </ul>
<ol style="list-style-type: none"> <li>3. Составление бюджета научного исследования</li> </ol>	<p>Бюджет НИР:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Расчет материальных затрат;</li> <li>- Расчет амортизации оборудования;</li> <li>- Затраты на оплату труда исполнителей;</li> <li>- Отчисления во внебюджетные фонды;</li> <li>- Накладные расходы</li> </ul>
<ol style="list-style-type: none"> <li>4. Оценка ресурсной, финансовой, социальной, бюджетной эффективности исследования</li> </ol>	<p>Определение ресурсоэффективности НИ</p>

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

<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Карта конкурентных технических решений</li> <li>2. Матрица SWOT</li> <li>3. Иерархическая структура работ</li> <li>4. Календарный план проекта</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>5. Линейный план-график проекта</li> <li>6. Бюджет проекта</li> <li>7. Определение ресурсоэффективности проекта</li> </ol>
---	---

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

**Задание выдал консультант:**

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН ШБИП	Верховская М.В.	к.ЭКОН.Н.		

**Задание принял к исполнению студент:**

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6Б	Лю Суюкунь		

**ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА  
«СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»**

Студенту:

<b>Группа</b>	<b>ФИО</b>
0АМ6Б	Лю Сюйкуь

<b>Институт</b>	<b>Инженерная школа ядерных технологий</b>	<b>Кафедра</b>	<b>Отделение ядерного топливного цикла</b>
<b>Уровень образования</b>	Магистратура	<b>Направление/специальность</b>	14.04.02 Ядерные физика и технологии

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

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

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

1. Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:	<ul style="list-style-type: none"> <li>- воздействие на организм человека;</li> <li>- приведение допустимых норм;</li> <li>- предлагаемые средства защиты.</li> </ul>
2. Анализ выявленных опасных факторов проектируемой произведённой среды в следующей последовательности:	<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:**

<b>Должность</b>	<b>ФИО</b>	<b>Ученая степень, звание</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
Ассистент ОЯТЦ ИЯТШ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н		

**Задание принял к исполнению студент:**

<b>Группа</b>	<b>ФИО</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
0АМ6Б	Лю Сюйкуь		

## РЕФЕРАТ

Выпускная квалификационная работа состоит из 99 страниц, 30 рисунков, 18 таблиц, 1 сборочного чертежа, 20 использованных источников, 1 приложение.

Ключевые слова: ядерный реактор; длительность кампании; нейтронно-физический расчет; многогрупповой расчет; финансовый менеджмент; социальная ответственность.

Объектом исследования является ядерный реактор ВВЭР с электрической мощностью 1000 МВт.

Целью работы является определение влияния стартового состава ядерного топлива на концентрацию изотопов урана и плутония в облученном ядерном топливе реактора ВВЭР-1000.

В процессе исследования проводились расчеты для определения спектра плотности потока нейтронов и влияние на спектр плотности потока нейтронов нуклидного состава ядерного топлива в реакторе ВВЭР.

В результате исследования были получены зависимости содержания радиоактивного и ядерного материала в облученном ядерном топливе от обогащения свежего топлива.



## **ПЕРЕЧЕНЬ ПРИНЯТЫХ СОКРАЩЕНИЙ**

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор;

ЯТ – ядерное топливо;

АЭС – атомная электростанция;

PWR – реактор с водой под давлением;

ТВС – тепловыделяющая сборка;

БЗТ – блок защитных труб;

СУЗ – стержни управления и защиты;

ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент;

АЗ – активная зона;

ВП – выгорающий поглотитель;

ЯТЦ – ядерный топливный цикл.

## Оглавление

Введение.....	12
1 Общие сведения о ВВЭР-1000.....	14
1.1 Основные технические характеристики реактора ВВЭР-1000.....	18
1.2 Описание активной зоны ВВЭР.....	21
1.3 Тепловыделяющий элемент.....	25
1.4 Тепловыделяющая сборка.....	27
2 Многогрупповой расчет, спектр нейтронов в активной зоне.....	29
2.1 Многогрупповая система уравнений диффузии.....	30
2.2 Изменение нуклидного состава топлива.....	33
2.2.1 Ядерное топливо с обогащением 4,4% урана.....	36
2.2.2 Ядерное топливо с обогащением 9,4% урана.....	39
2.2.3 Ядерное топливо с обогащением 14,4% урана.....	42
3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение.....	48
3.1 Потенциальные потребители результатов исследования.....	48
3.2 Анализ конкурентных технических решений.....	49
3.3 SWOT-анализ.....	51
3.4 Планирование управления научно-техническим проектом.....	53
3.4.1 Определение трудоемкости выполнения работ.....	53
3.4.2 Структура работ в рамках научного исследования.....	54
3.4.3 План проекта.....	55
3.5 Бюджет научного исследования.....	57
3.5.1 Расчет материальных затрат.....	58
3.5.2 Основная заработная плата исполнителей темы.....	59
3.5.3 Расчет бюджета затрат исследовательского проекта.....	63
3.6 Организационная структура проекта.....	63
3.7 Матрица ответственности.....	64
3.8 Сравнительная эффективность разработки.....	65
4 Социальная ответственность.....	69
4.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов.....	69

4.2 Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния при работе на ПЭВМ.....	71
4.2.1 Организационные мероприятия.....	71
4.2.2 Технические мероприятия.....	71
4.2.3 Условия безопасной работы.....	74
4.3 Электробезопасность.....	76
4.4 Пожарная и взрывная безопасность.....	77
Заключение.....	80
Список использованных источников.....	81
ПРИЛОЖЕНИЕ А.....	84

## Введение

**Актуальность работы.** За более чем тридцатипятилетний срок существования в мире энергетических реакторов ВВЭР построено 58 энергоблоков мощностью от 70 до 1000 МВт (эл.) брутто, из которых 49 эксплуатируется в настоящее время. Старейший из действующих реакторов ВВЭР - третий энергоблок Нововоронежской АЭС в России - подключен к сети в 1971 году. География распространения реакторов ВВЭР развивается весьма динамично. Впервые реакторы этого типа сооружаются в крупнейших государствах Азии: Китае, Индии и Иране, а также на Кубе. Заключено межправительственное соглашение о сооружении двух блоков с ВВЭР-1000 в Индии.

Согласно определению топливо поддерживает цепную реакцию деления в активной зоне реактора. В гетерогенном реакторе можно использовать уран с меньшим обогащением, чем в гомогенном (при прочих равных условиях). Технические требования влияют на выбор обогащения так же, как и для реакторов на быстрых нейтронах, хотя и в меньшей степени. В итоге в существующих реакторах на тепловых нейтронах используют в качестве топлива как природный, так и обогащенный уран.

Ядерное топливо обязательно содержит делящиеся и воспроизводящие нуклиды. Качество его с нейтронно-физической точки зрения тем лучше, чем больше значение  $\nu_{эф}^i$  (числа нейтронов деления, приходящегося на одно поглощение нейтрона  $i$ -м нуклидом) для делящегося нуклида и чем выше содержание делящегося нуклида в топливе.

Следует особо отметить, что начальный период XXI века, наряду с традиционными операциями в топливном цикле, будет характеризоваться решением задачи использования в реакторах высвобождающихся излишков ядерных оружейных материалов - высокообогащенного урана и плутония. Использование энергетического потенциала оружейного плутония расширяет топливную базу ядерной энергетики.

При использовании оружейного плутония будет освоена технология смешанного уран-плутониевого топлива, а также накоплен необходимый для будущей ядерной энергетики опыт решения экологических проблем и процедур контроля, учета и защиты [1].

Энергетическое сжигание высвобождаемого оружейного плутония может быть осуществлено в виде смешанного уран-плутониевого оксидного топлива в действующих и строящихся российских реакторах, в том числе ВВЭР. Выбор конкретных решений будет определяться экономическими условиями реализации программы с учетом стратегии развития ядерной энергетики.

**Целью работы** является определение влияния стартового состава ядерного топлива на концентрацию изотопов урана и плутония в облученном ядерном топливе реактора ВВЭР-1000.

В данной работе необходимо решить следующие задачи:

- Провести анализ эксплуатационных параметров и конструктивных особенностей реакторов ВВЭР-1000.
- Организовать многогрупповой расчет для определения спектра плотности потока нейтронов.
- Определить влияние на спектр плотности потока нейтронов нуклидного состава ядерного топлива в реакторе ВВЭР.
- Получить зависимость содержания радиоактивного и ядерного материала в облученном ядерном топливе от обогащения свежего топлива.

**Практическая значимость:** разработка на расчетная методика по определению содержания делющихся и воспроизводящих материалов в облученном ядерном топливе.

## 1 Общие сведения о ВВЭР-1000

Реактор энергетический, водо-водяной, гетерогенный, корпусной, на тепловых нейтронах, с водой в качестве теплоносителя, замедлителя и отражателя нейтронов.

Среди огромного многообразия в принципе возможных и гораздо меньшего числа экономически выгодных и технически разработанных типов реакторов для АЭС важнейшее место занимают водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР) [в англо-американской литературе Pressurized Water Reactors (PWR)]. Реактор состоит из следующих основных узлов: корпуса и его крышки, шахты, выгородки, блока защитных труб, верхнего блока, активной зоны.

Для достижения достаточного высокого КПД АЭС с водо-водяными реакторами необходима высокая температура (а следовательно, и давление) теплоносителя. Поэтому приходится использовать толстостенный корпус больших размеров. Внутри корпуса на кольцевом выступе фланца закрепляется шахта, являющаяся опорной конструкцией для активной зоны реактора. Шахта предназначена для установки тепловыделяющих сборок активной зоны и организации потока теплоносителя внутри реактора. Теплоноситель при давлении 15,7 МПа и температуре 290 °С поступает в реактор через четыре патрубка корпуса, проходит вниз по кольцевому зазору между шахтой и корпусом, затем через опорное днище шахты и поднимается вверх по активной зоне, нагреваясь примерно на 30 °С. Горячий теплоноситель поступает в пространство над активной зоной, откуда через отверстия в шахте и четыре верхних патрубка отводится из реактора. Разделение входящего горизонтального кольца, закрепленного на корпусе и допускающего выем шахты из корпуса в холодном состоянии.

На рисунке 1 показаны схематически основные элементы реактора ВВЭР-1000.

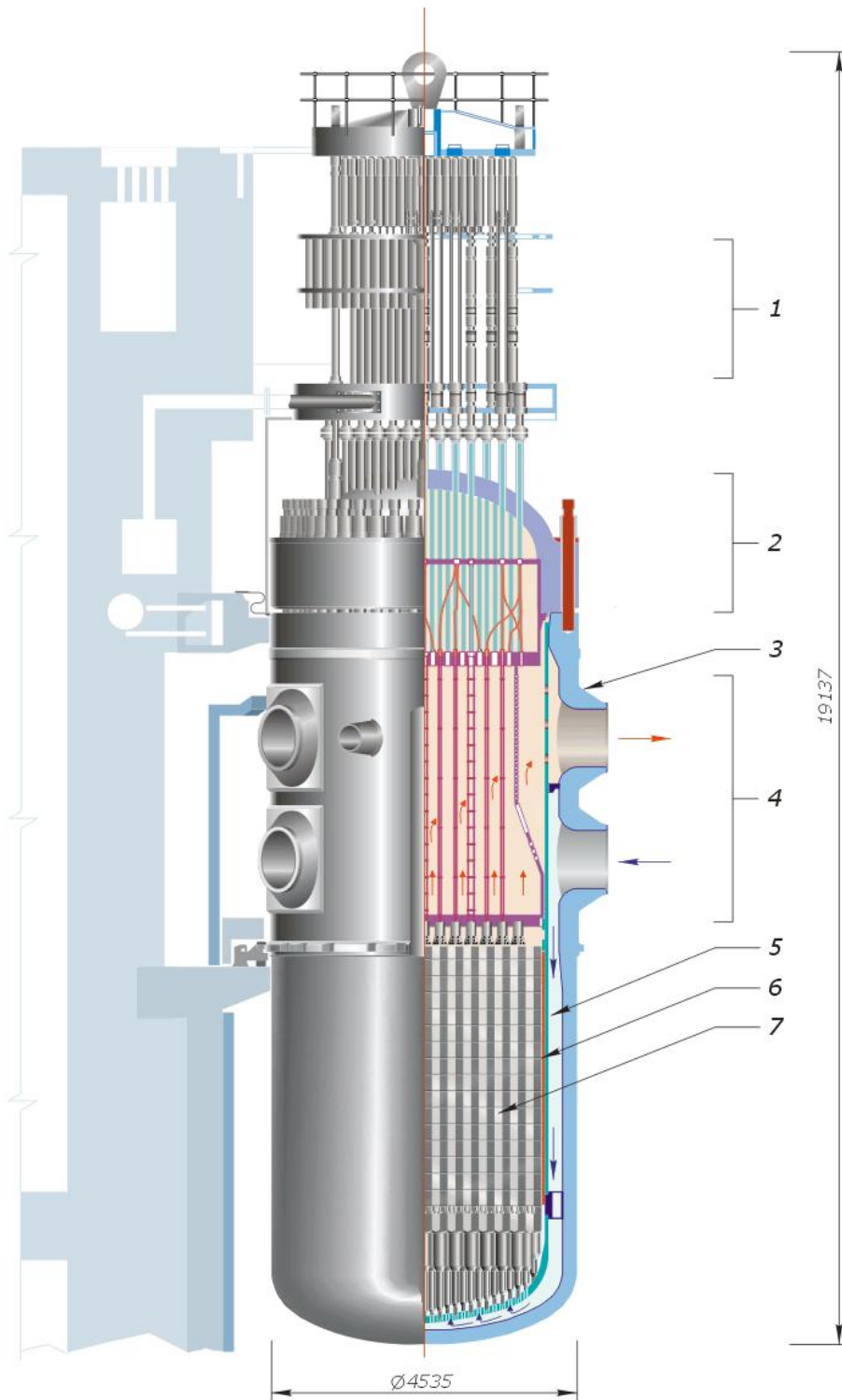


Рисунок 1 – Реактор ВВЭР:

- 1-привод СУЗ; 2- крышка реактора;  
 3-корпус реактора; 4- блок защитных труб (БЗТ); 5- шахта;  
 6- выгородка активной зоны;  
 7-топливные сборки (ТВС), регулирующие стержни

Реактор с неизменным во времени значением мощности (потока нейтронов), т.е. критический реактор, рассматривавшийся в предыдущих главных, — это лишь идеализированная модель реальной установки. В действительности реактор всегда находится в нестационарном состоянии. Это либо переходные режимы, либо разного рода колебания мощности (и других параметров) относительно нестационарных процессов, протекающие в реакторе. Рассмотрим основные из них, выясним их роль в реакторе, их влияние на поведение потока нейтронов во времени, способы компенсации их воздействия на реактивность.

В процессе работы в реакторе происходят неравномерные по объему изменения его ядерно-физических характеристик. Например, выгорание топлива зависит от потока нейтронов. Это приводит к тому, что если даже вначале реактор был однородным, то со временем однородность исчезнет. Следовательно, необходимо рассматривать реактор с переменными во времени неоднородностями по объему. В общем виде такая задача чрезвычайно громоздка.

Мы будем рассматривать кинетику так называемого точечного реактора. Это означает, что нас будет интересовать поведение во времени реактора как устройства в целом, а не изменение пространственного распределения потока нейтронов.

Внутри шахты в районе активной зоны установлена выгородка, предназначенная для формирования поля энерговыделений, дистанционирования периферийных ТВС, а также для защиты корпуса реактора от потока нейтронов.

Активная зона набирается из шестигранных ТВС, содержащих конструктивно оформленную уран-водную решетку. По активной зоне ТВС размещаются так, чтобы получить минимальные по радиусу коэффициенты неравномерности энерговыделения.

Сверху на активную зону устанавливается блок защитных труб (БЗТ). Крышка корпуса реактора через БЗТ поджимает и дистанционирует головки ТВС, предотвращает их всплытие и вибрацию. В трубах БЗТ перемещаются регулирующие стержни системы управления и защиты (СУЗ). На фланец



корпуса устанавливается верхний блок с приводами СУЗ. Уплотнение главного разъема обеспечивается трубчатыми прокладками, установленными междуфланцами корпуса и крышки.

Рабочие органы СУЗ конструктивно могут быть выполнены по-разному. В первых ВВЭР наибольшее распространение получили стержни крестообразной формы (в американских реакторах) и нейтронные ловушки (в отечественных реакторах). Нейтронная ловушка состоит из двух частей — верхней и нижней, каждая из которых имеет высоту, равную высоте активной зоны. Верхняя часть служит поглотителем и представляет собой шестигранную трубу с черными для тепловых нейтронов стенками (из бористой стали). В рабочем состоянии внутри поглотителя находится вода: такой поглотитель эффективно поглощает не только тепловые, но и быстрые нейтроны. Нижняя часть по своей конструкции аналогична неподвижным рабочим ТВС реактора. При подъеме такой комбинированной ТВС из активной зоны поглотитель нейтронов замещается топливом, что повышает эффективность ее действия [2].

Каждая ТВС содержит 312 твэлов, 18 направляющих каналов, предназначенных либо для пучка поглощающих элементов, либо для стержней с выгорающим поглотителем, и центральную трубку для крепления дистанционирующих решеток (их равно 15) и размещения датчика энерговыделения.

Твэлы наружным диаметром 9,1 мм размещены в узлах треугольной сетки с шагом 12,75 мм. Оболочка толщиной 0,65 мм выполнена из сплава Zr с 1% Nb. Работоспособность циркониевых сплавов в воде высоких параметров подтверждена длительной эксплуатацией АЭС с водо-водяными реакторами. Внутри циркониевой оболочки размещены таблетки топлива диаметром 7,6 мм. В качестве топлива, как уже упоминалось, используется диоксид урана  $UO_2$ . Достоинством ее является химическая стабильность при высокой температуре. В связи с этим даже при нарушении герметичности оболочки растворение диоксида в воде происходит медленно.

В основном нейтронно-физические особенности реакторов ВВЭР

сводятся к следующему:

- Относительно большая жесткость спектра нейтронами.
- Большая доля делений  $^{238}\text{U}$  надпороговыми нейтронами.
- Взаимное затенение блоков для нейтронов резонансных энергий.
- Малые значения длин замедления и диффузии тепловых нейтронов в решетке.
- Большой диапазон изменения температурного, плотностного и мощностного эффектов реактивности в процессах разогрева реактора и вывода его на мощность.
- Большой начальный запас реактивности.
- Динамическая устойчиво́сть и безопасность эксплуатации.
- Возможность появления в реакторе локальных критических масс.

### **1.1 Основные технические характеристики реактора ВВЭР-1000**

Реакторная установка энергоблока типового проекта оснащена серийным модернизированным ядерным реактором ВВЭР-1000, который является главной частью энергоблока АЭС: в нем происходит цепная реакция и вырабатывается энергия.

Основные характеристики активной зоны реактора ВВЭР-1000 представлены в таблице 1:

Таблица 1 – Основные технические характеристики реакторной установки ВВЭР-1000

Эквивалентный диаметр активной зоны, мм	3120
Высота активной зоны, мм	3550
Объём активной зоны, м <sup>3</sup>	27
Номинальная тепловая мощность, МВт	3000
Давление теплоносителя на выходе из реактора, кгс/см <sup>2</sup> ( МПа )	160 ± 3 (~15,7 ± 0,3)
Номинальная температура теплоносителя на выходе из реактора, °С (К)	320 (593)
Подогрев теплоносителя в реакторе (при номинальных параметрах), °С	30,3
Расход теплоносителя, м <sup>3</sup> /ч ( м <sup>3</sup> /с )	84800 ± $\frac{4000}{4800}$ (23,6 ± $\frac{1.11}{1.33}$ )
Продолжительность работы на номинальной мощности в течение года (эффективное время), ч	7000
Средняя глубина выгорания топлива для двух- и трёхгодичной кампании, соответственно (в стационарном топливном цикле), МВт·сутки/кг урана	27 и 40

Реакторы ВВЭР в неотравленном холодном состоянии активной зоны имеют большой запас реактивности, для компенсации которого приходится прибегать к комбинированному использованию жидкого (борного) регулирования, механических органов регулирования и выгорающих поглотителей [3].

Первый способ регулирования по существу сводится к поддержанию в воде определенной концентрации поглотителя. Обычно используется хорошо растворимая в воде борная кислота  $H_3BO_3$ . Наличие ее в воде первого контура практически не увеличивает скорости коррозии основных конструкционных

материалов реактора. Компенсации запаса реактивности с помощью борного регулирования имеет ряд преимуществ по сравнению с другими, поскольку позволяет уменьшить неравномерность энерговыделения по активной зоне и тем самым увеличить мощность реактора и глубину выгорания топлива.

Рассмотрим качественно влияние бора на нейтронно-физические характеристики реактора. Можно считать, что присутствие бора в замедлителе влияет только на коэффициент использования тепловых нейтронов.

Регулирование мощности реактора осуществляется системой управления и защиты (СУЗ) — изменением положения в активной зоне кластеров из стержней с поглощающими элементами (трубками с карбидом бора), а также изменением концентрации борной кислоты в воде первого контура.

Если в реактор загружается уран относительно большого обогащения (более 4,0%) и весь запас на выгорание не может быть скомпенсирован бором, в активную зону вводится выгорающий поглотитель, который частично компенсирует запас на выгорание и выравнивает распределение энерговыделения по радиусу реактора.

Изменения реактивности в реакторе можно условно разделить на быстрые и медленные. Первые возникают при изменениях мощности реактора и при аварийных ситуациях, вторые связаны с выгоранием топлива, стационарным отравлением ксеноном и самарием, а также с нагревом и расхолаживанием реактора. С помощью растворенного в замедлителе бора можно скомпенсировать лишь последние.

Кроме того, борное регулирование обеспечивает подкритичность реактора в холодном состоянии. Изменяется концентрация борной кислоты в теплоносителе с помощью системы продувки-подпитки первого контура. Поэтому скорость изменения концентрации бора во время эксплуатации мала и не отвечает требованиям регулирования мощности при нормальной работе и тем более при аварийных ситуациях.

Система управления и защиты реактора предназначена для компенсации быстрых изменений реактивности и аварийной защиты и выполняет следующие функции: обеспечивает а) пуск реактора и вывод его на мощность; б) компенсацию быстрых изменений реактивности активной зоны и аварийную защиту (останов) реактора при возникновении аварийных ситуаций; в) автоматическую разгрузку реактора при превышении допустимого уровня мощности или при наличии неисправности в оборудовании; поддерживает а) мощность реактора в пределах от 10 до 100% от номинальной; б) неравномерное распределение мощности по активной зоне в допустимых пределах.

## 1.2 Описание активной зоны ВВЭР

Это основная часть реактора, где происходит деление ядер и выделяется ядерная энергия.

На рисунке 2 показаны схематически активные зоны ВВЭР. Теоретически, наилучшей формой активной зоны является шар, как фигура имеющая наименьшую площадь поверхности для заданного объёма, однако по конструктивным соображениям, активную зону чаще всего выполняют в виде цилиндра или по форме, приближенной к цилиндру.

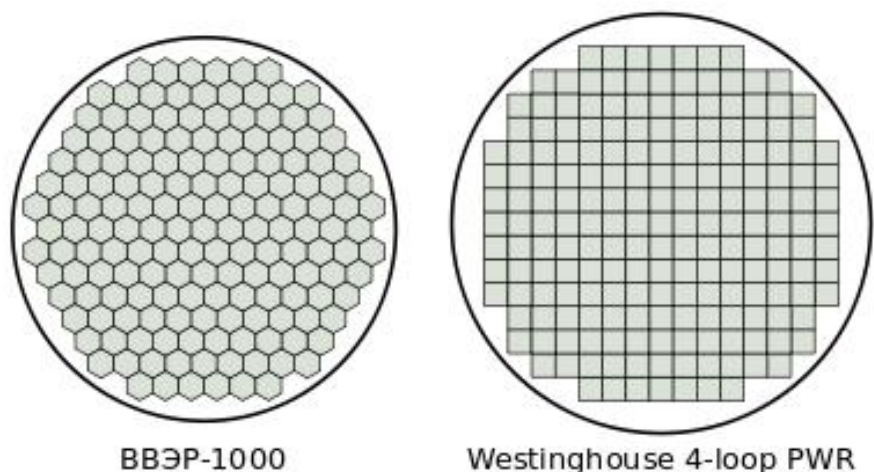


Рисунок 2 – Активные зоны ВВЭР -1000 и распространённого PWR

PWR - (pressurized water reactor) — реактор с водой под давлением, в котором легкая вода является и теплоносителем и замедлителем (например ВВЭР);

В состав активной зоны входят:

- ядерное топливо (основой ЯТ является ядерное горючее делящееся вещество);
- замедлитель (в реакторах на тепловых нейтронах);
- теплоноситель, передающий образующееся тепло за пределы реактора, например для привода электрических генераторов;
- система управления и защиты реактора (СУЗ) [4].

В любом реакторе имеется независимая система (СУЗ) для изменения эффективного коэффициента размножения. Необходимость ее существования станет очевидной, если рассмотреть задачи, решаемые системой управления и защиты:

- компенсация избыточной реактивности, медленно уменьшающейся во времени в результате выгорания топлива;
- регулирование - изменение мощности ( в том числе пуск и остановка) реактора, а также компенсация малых, но достаточно быстрых отклонений от критичности, вызванных случайными колебаниями параметров реактора, например температуры теплоносителя;
- аварийная защита - быстрое прекращение процесса деления ядер (резкое уменьшение скорости деления) в случаях, когда развитие каких-либо процессов во времени привело бы к аварии.

На рисунке 3 показаны схема активной зоны гетерогенного ядерного реактора.

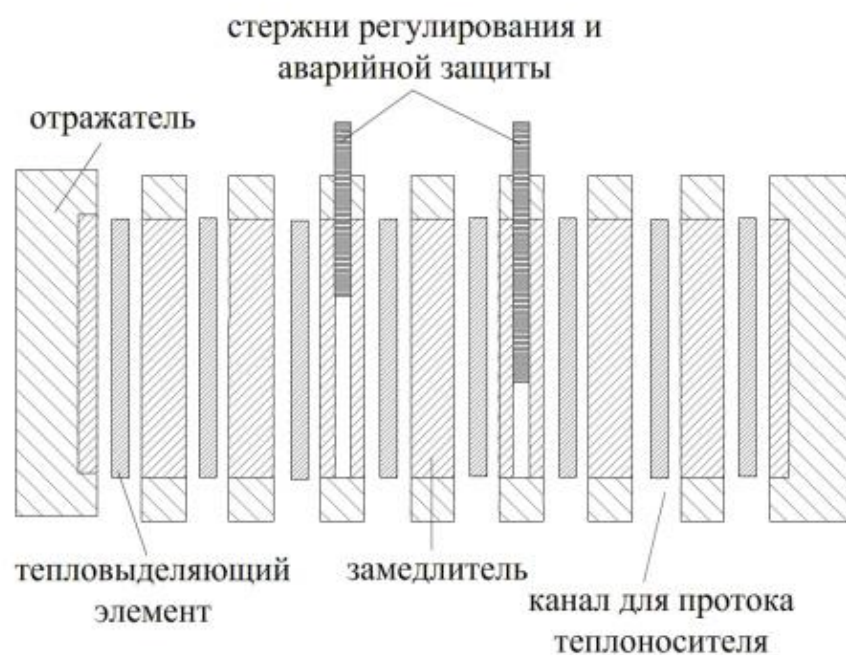


Рисунок 3 – Схема активной зоны гетерогенного ядерного реактора

Основной составной частью СУЗ следует считать ее рабочие органы. Чаще всего - это подвижные цилиндрические поглощающие стержни, в состав которых входит бор. В реакторах на быстрых нейтронах используются также кассеты (подвижные). В некоторых реакторах ВВЭР поглотители (верхняя часть) комбинируются с ТВС (нижняя часть). Отметим, что для компенсации избыточной реактивности часто используют выгорающие поглотители.

Интерференцию стержней можно объяснить, если вспомнить, что при введении стержня в реактор происходит перераспределение потока нейтронов. Вблизи стержня потока уменьшается, вдали — увеличивается. Поэтому эффективность другого стержня, помещенного вблизи первого, будет меньше, а вдали больше, чем в реакторе без первого.

Когда говорят об использовании в реакторе выгорающих поглотителей, то речь идет о поглотителях, вводимых в определенные места реактора однажды (в процессе перегрузки топлива) и не перемещаемых в течение всей кампании реактора. Основная цель применения выгорающих поглотителей— компенсация избыточной реактивности. В то же время введение их в реактор не

должно приводить к уменьшению кампании реактора. Это означает, что к концу кампании поглотитель должен практически полностью выгореть.

Органы регулирования (особенно нейтронная ловушка) сильно поглощают нейтроны и поэтому вызывают значительные деформации потока нейтронов. Чтобы уменьшить этот эффект, органы СУЗ должны иметь развитую поверхность и располагаться достаточно равномерно по объему активной зоны. Чем меньше эффективность стержней, тем меньше искажается поток нейтронов и достигается более тонкое регулирование. В связи с этим в современных реакторах применяются исполнительные органы СУЗ в виде пучков тонких стержней (кластеры), которые размещаются практически в каждой тепловыделяющей кассете и вводятся в специальные направляющие трубки. Использование их позволяет при необходимости не только значительно увеличить высоту активной зоны без изменения габаритных размеров корпуса реактора, но и влиять на распределение энерговыделения по объему активной зоны.

Для уменьшения количества приводов рабочие органы СУЗ объединяются в группы. При объединении стремятся добиться по возможности одинаковой эффективности групп. Все приводы СУЗ универсальны, имеют одинаковую конструкцию и используются как для аварийной защиты, так и для автоматического и ручного управления.

При наличии борного регулирования в активной зоне работающего реактора обычно находится одна группа стержней, осуществляющая оперативное регулирование, расположенная в верхней половине активной зоны. После того как концентрация бора уменьшается до нуля, компенсация избыточной реактивности осуществляется только этой группой стержней — они начинают подниматься вверх. Когда они приблизятся к крайнему верхнему положению, реактор останавливается на перегрузку.

В принципе выгорающим поглотителем может быть и нуклид с относительно малым сечением поглощения. Однако он выгорает настолько слабо, что его помощью неразумно компенсировать довольно большую начальную избыточную реактивность. Если все же попытаться это сделать, то



одновременно необходимо загрузить в реактор дополнительное количество топлива для компенсации действия оставшегося к концу кампании выгорающего поглотителя (при неизменной кампании), что, естественно, нецелесообразно. Следует помнить также и о том, что  $\sigma_a^{BII}$  (микроскопическое сечение поглощения ВП) не должно быть слишком большим, чтобы поглотитель не выгорел практически полностью за время, существенно меньшее кампании реактора.

Важны и другие свойства выгорающего поглотителя. После поглощения нейтрона он должен превратиться в изотоп с малым сечением поглощения, намного меньшим  $\sigma_a^{BII}$ . Это условие практически невыполнимо в области энергий быстрых нейтронов, где сечения поглощения различных изотопов соизмеримы. Поэтому эффективное применение выгорающих поглотителей возможно только в реакторах на тепловых нейтронах. Важно также, чтобы при введении выгорающего поглотителя в какой-либо материал (конструкционный элемент) реактора не ухудшалась работоспособность этого материала (элемента). Количество нуклидов, пригодных на роль выгорающего поглотителя, весьма ограничено (бор, европий, гадолиний и некоторые другие). Чаще всего используются сплавы и химические соединения, содержащие бор (природный или обогащенный выгорающим изотопом  $^{10}\text{B}$ ).

Делящееся вещество может быть конструктивно отделено от замедлителя и других элементов активной зоны (гетерогенный реактор), либо быть в смеси с ними (гомогенный реактор).

Обычно снаружи активная зона окружается отражателем для нейтронов.

### **1.3 Тепловыделяющий элемент**

Тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ) — главный конструктивный элемент активной зоны гетерогенного ядерного реактора, содержащий ядерное топливо. В твэлах происходит деление тяжелых ядер  $^{235}\text{U}$  или  $^{239}\text{Pu}$ , сопровождающееся выделением тепловой энергии, которая затем передаётся теплоносителю. Твэлы состоят из топливного сердечника, оболочки

и концевых деталей. Тип твэла определяется типом и назначением реактора, параметрами теплоносителя. Твэл должен обеспечить надежный отвод тепла от топлива к теплоносителю. На рисунке 4 показаны схематически основные ТВЭЛ.

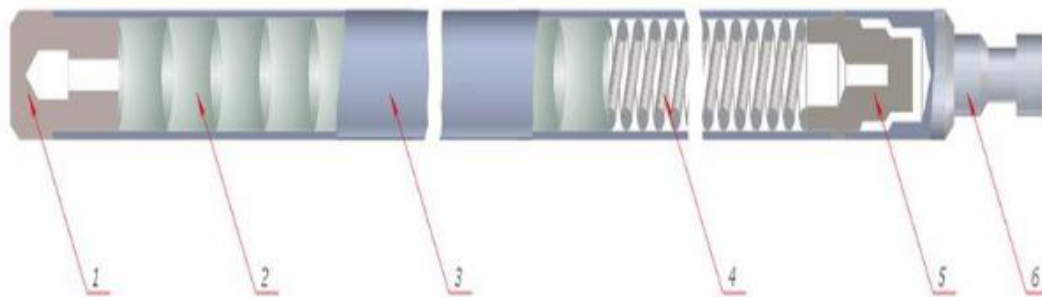


Рисунок 4 – ТВЭЛ реактора ВВЭР -1000:

- 1- заглушка; 2- таблетки диоксида урана; 3- оболочка из циркония;  
4- пружина; 5- втулка; 6- наконечник

Тепловыделяющий элемент ядерного реактора ВВЭР - 1000 представляет собой трубку, герметично уплотненную концевыми деталями с помощью сварки. Наружный диаметр трубки ТВЭЛ равен  $(9,1 \pm 0,05)$  мм, ее толщина  $(0,65 \pm 0,03)$  мм, а внутренний диаметр равен  $(7,72 \pm 0,08)$  мм. Общая длина столба таблеток в ТВЭЛ 3530 мм.



Рисунок 5 – Таблетки  $UO_2$

Таблетки двуокиси урана выпускаются с различным обогащением урана по изотопу урана - 235. Для ВВЭР - 1000 стандартные обогащения топлива

составляют 4,4%. Плотность двуокиси идеального урана равна 10,97 г/см<sup>3</sup> (в реакторах типа ВВЭР обычно плотность 10,4 - 10,7 г/см<sup>3</sup> в зависимости от технологии уплотнения и спекания).

Оболочка ТВЭЛ, являющаяся вторым физическим барьером, изготовлена из рекристаллизованного сплава циркония, легированного 1% ниобия. Выбор циркония в качестве конструкционного материала также не случаен: цирконий слабо поглощает тепловые нейтроны реактора, но в то же время обладает достаточной прочностью. Сплав циркония с 1% ниобия (это сплав E -110) имеет плотность 6,55 г/см<sup>3</sup>, его температура плавления 1860°C [1].

#### **1.4 Тепловыделяющая сборка**

Обычно представляет собой четырёхгранный (PWR) или шестигранный (ВВЭР) пучок ТВЭЛов длиной 2,5-3,5 м и диаметром 30-40 см, изготовленный из нержавеющей стали или сплава циркония (для уменьшения поглощения нейтронов).

ТВЭЛы собираются в ТВС для упрощения учёта и перемещения ядерного топлива в реакторе. В одной ТВС обычно содержится 150—350 твэлов, в активную зону реактора обычно помещается 200—450 ТВС. При условии размещения кассеты в отдельном канале, чехол не требуется, и она является тепловыделяющей сборкой, представленной на рисунке 6.

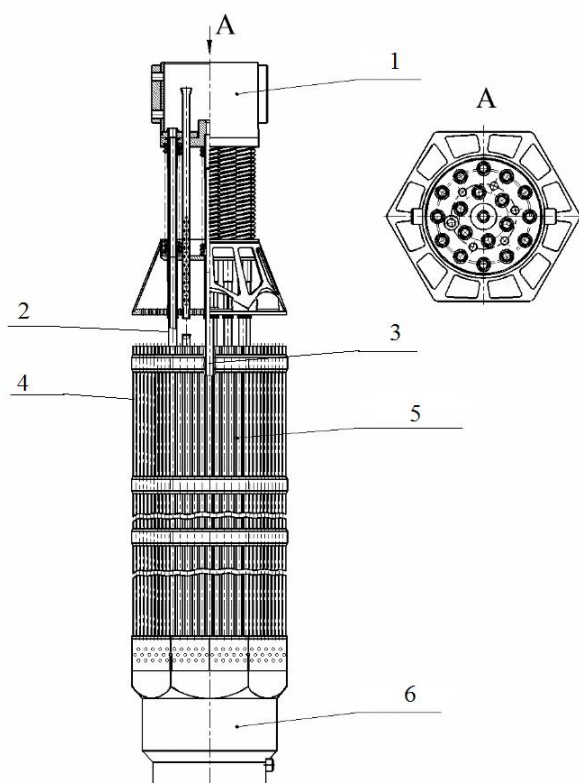


Рисунок 6 – Тепловыделяющая сборка для ВВЭР-1000:

- 1- головка; 2- направляющий канал (18 шт); 3- труба центральная;  
4- элемент тепловыделяющий; 5- пучок твэлов; 6- хвостовик

## 2 Многогрупповой расчет, спектр нейтронов в активной зоне

Расчёт реактора ВВЭР-1000 производился для рабочей температуры. В таблице 2 приведены параметры реактора ВВЭР-1000. Многогрупповой расчет

Таблица 2 – Параметры для расчёта реактора ВВЭР-1000

Параметр	Значение
Топливо	Дисперсионное. Диоксиды: ( $^{238}\text{U} + ^{235}\text{U}$ ).
Плотность урана в топливе, г/см <sup>3</sup>	10,4
Материал оболочки ТВЭЛ	Zr+1%Nb
Температура теплоносителя, К	600
Плотность теплоносителя, г/см <sup>3</sup>	0,90342
Температура топлива, К	1200

Спектр нейтронов в ядерном реакторе представляет собой спектр нейтронного деления, смягчённый эффектами неупругого и упругого замедления на тяжёлых, средних и лёгких ядрах.

Эффективным методом расчёта спектра нейтронов является много групповой метод, основная идея которого состоит в том, что вся область энергий нейтронов делится на конечное число интервалов-групп.

В пределах каждой группы сечения ядерных процессов считаются независимыми от энергии нейтронов. Предполагается, что для каждой группы могут быть рассмотрены односкоростное кинетическое уравнение в диффузионном приближении и сопряжённое ему уравнение ценности нейтронов, описывающие баланс нейтронов и ценностей в объёме реактора.

В данной части работы поставлена задача: на примере водо-водяного энергетического реактора (ВВЭР-1000) реализовать итерационный процесс для проведения 26-группового расчета спектра плотности потока нейтронов в активной зоне.

## 2.1 Многогрупповая система уравнений диффузии

Проектирование реакторов и определение спектра потока нейтронов в активной зоне в начале истории атомной энергетики проводилось с использованием решений многогрупповых уравнений диффузии нейтронов. Данный подход имеет большое преимущество за счет возможности анализа полученных практических результатов и эксплуатационных параметров активных зон, позволяющих сформулировать и обосновывать технические варианты модернизации действующих ядерных энергетических установок и реакторов нового поколения [5].

Многогрупповая система уравнений диффузии для критического ядерного реактора имеет вид:

$$D^{(i)} \Delta \Phi^{(i)} - \Sigma_a^{(i)} \Phi^{(i)} - \sum_{k=i+1}^{26} \Sigma_R^{i \rightarrow k} \Phi^{(i)} + \sum_{k=1}^{i-1} \Sigma_R^{k \rightarrow i} \Phi^{(k)} + \varepsilon^{(i)} \sum_{k=1}^{26} \nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)} \Phi^{(k)} = 0, \quad (1)$$

где  $i$  - номер группы, для которой записано уравнение;  $k$  - номер группы;

$\Phi^{(i)}, \Phi^{(k)}$  – плотности потоков нейтронов в соответствующих группах;

$D^{(i)}$  – коэффициент диффузии нейтронов  $i$ -ой группы:

$$D^{(i)} = \frac{1}{3 \Sigma_{tr}^{(i)}},$$

где  $\Sigma_{tr}^{(i)}$  – макроскопическое транспортное сечение нейтронов  $i$ -ой группы;

$\Sigma_a^{(i)}$  – макроскопическое сечение поглощения нейтронов  $i$ -ой группы;

$\Sigma_R^{i \rightarrow k}, \Sigma_R^{k \rightarrow i}$  – макроскопическое сечение перехода нейтронов из  $i$ -ой в ниже лежащую  $k$ -ую (из выше лежащей  $k$ -ой в рассматриваемую  $i$ -ую) группу, соответственно;

$\varepsilon^{(i)}$  – вероятность для нейтрона деления попасть непосредственно в  $i$ -ую группу;

$\nu_f^{(k)}$  – среднее число нейтронов на акт деления;

$\Sigma_f^{(k)}$  – макроскопическое сечение деления для нейтронов  $k$ -ой группы.

Согласно уравнению критического реактора в диффузионно-возрастном приближении первое слагаемое в уравнении, описывающее утечку нейтронов из активной зоны, будет определяться по соотношению:

$$D^{(i)} \Delta \Phi^{(i)} = -D^{(i)} B^2 \Phi^{(i)}, \quad (2)$$

где  $B^2$  – геометрический параметр.

Для реактор с отражателем при применении этой формулы необходимо учитывать эффективные добавки за счёт отражателя. Расчёт по этой формуле можно производить, если уже заданы размеры реактора [6].

Так для цилиндрического реактора:

$$B^2 = \left( \frac{\pi}{H + \frac{2 \cdot 0,7104}{\sum_r^{(i)}}} \right) + \left( \frac{2,405}{R + \frac{0,7104}{\sum_r^{(i)}}} \right);$$

где  $H$  – высота активной зона;  $R$  – радиус активной зона.

Для организации итерационного процесса при решении системы уравнений в рассматриваемой задаче необходимо составить систему уравнений для определения плотностей потоков нейтронов следующего вида:

$$\Phi_j^{(i)} = f(\Phi_{j-1}^{(1)}, \Phi_{j-1}^{(2)}, \dots, \Phi_{j-1}^{(k)}, \dots, \Phi_{j-1}^{(26)}), \text{ при } k \neq i,$$

где  $j$  – номер итерации, начиная с первой.

С этой целью систему многогрупповых уравнений диффузии с учетом соотношения (2) необходимо привести к виду:

$$-D^{(i)} B^2 \Phi^{(i)} - \sum_a^{(i)} \Phi^{(i)} - \sum_{k=i+1}^{26} \Sigma_R^{i \rightarrow k} \Phi^{(k)} + \sum_{k=1}^{i-1} \Sigma_R^{k \rightarrow i} \Phi^{(k)} + \varepsilon^{(i)} \sum_{\substack{k=1 \\ k \neq i}}^{26} \nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)} \Phi^{(k)} + \varepsilon^{(i)} \nu_f^{(i)} \Sigma_f^{(i)} \Phi^{(i)} = 0. \quad (3)$$

Выражая значение плотности потока в  $i$ -ой группе из (3) получим:

$$\Phi_j^{(i)} = \frac{\varepsilon^{(i)} \sum_{\substack{k=1 \\ k \neq i}}^{26} \nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)} \Phi_{j-1}^{(k)} + \sum_{k=1}^{i-1} \Sigma_R^{k \rightarrow i} \Phi_{j-1}^{(k)}}{D^{(i)} B^2 + \Sigma_a^{(i)} + \sum_{k=i+1}^{26} \Sigma_R^{i \rightarrow k} - \varepsilon^{(i)} \nu_f^{(i)} \Sigma_f^{(i)}}. \quad (4)$$

Система уравнений преобразуется к виду:

$$\left. \begin{aligned}
\Phi_j^{(1)} &= \frac{\varepsilon^{(1)} \sum_{\substack{k=1 \\ k \neq i}}^{26} \nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)} \Phi_{j-1}^{(k)}}{D^{(1)} B^2 + \Sigma_a^{(1)} + \sum_{k=2}^{26} \Sigma_R^{1 \rightarrow k} - \varepsilon^{(1)} \nu_f^{(1)} \Sigma_f^{(1)}}; \\
\Phi_j^{(2)} &= \frac{\varepsilon^{(2)} \sum_{\substack{k=1 \\ k \neq i}}^{26} \nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)} \Phi_{j-1}^{(k)} + \Sigma_R^{1 \rightarrow 2} \Phi_j^{(1)}}{D^{(2)} B^2 + \Sigma_a^{(2)} + \sum_{k=3}^{26} \Sigma_R^{2 \rightarrow k} - \varepsilon^{(2)} \nu_f^{(2)} \Sigma_f^{(2)}}; \\
\Phi_j^{(3)} &= \frac{\varepsilon^{(3)} \sum_{\substack{k=1 \\ k \neq i}}^{26} \nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)} \Phi_{j-1}^{(k)} + \Sigma_R^{1 \rightarrow 3} \Phi_j^{(1)} + \Sigma_R^{2 \rightarrow 3} \Phi_j^{(2)}}{D^{(3)} B^2 + \Sigma_a^{(3)} + \sum_{k=4}^{26} \Sigma_R^{3 \rightarrow k} - \varepsilon^{(3)} \nu_f^{(3)} \Sigma_f^{(3)}}; \\
&\dots \\
\Phi_j^{(25)} &= \frac{\sum_{k=1}^{24} \Sigma_R^{k \rightarrow 25} \Phi_j^{(k)}}{D^{(25)} B^2 + \Sigma_a^{(25)} + \Sigma_R^{25 \rightarrow 26}}; \\
\Phi_j^{(26)} &= \frac{\sum_{k=1}^{25} \Sigma_R^{k \rightarrow 26} \Phi_j^{(k)}}{D^{(26)} B^2 + \Sigma_a^{(26)}}.
\end{aligned} \right\}$$

В представленной системе уравнений известны все параметры за исключением плотностей потоков на предыдущей итерации  $\Phi_{j-1}^{(k)}$ , а, следовательно, и  $\sum_{\substack{k=1 \\ k \neq i}}^{26} \nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)} \Phi_{j-1}^{(k)}$ . Данная сумма определяет число нейтронов, образующихся во втором поколении при делении ядер всеми нейтронами первого поколения, кроме нейтронов  $i$ -ой группы.

Для начала итерационного процесса на нулевой итерации плотность потока нейтронов в  $i$ -ой группе определялась из соотношения (1) с учетом (2) по следующему соотношению:

$$\Phi_0^{(i)} = \frac{\varepsilon^{(i)} \sum_{k=1}^{26} \nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)} \Phi_0^{(k)} + \sum_{k=1}^{i-1} \Sigma_R^{k \rightarrow i} \Phi_0^{(k)}}{D^{(i)} B^2 + \Sigma_a^{(i)} + \sum_{k=i+1}^{26} \Sigma_R^{i \rightarrow k}}, \quad (5)$$



где число нейтронов, образующихся во втором поколении при делении ядер всеми нейтронами первого поколения, задавалось равным единице [7].

Результаты 26-группового расчета спектра нейтронов в активной зоне реактора ВВЭР-1000 приведены на рисунке 7.

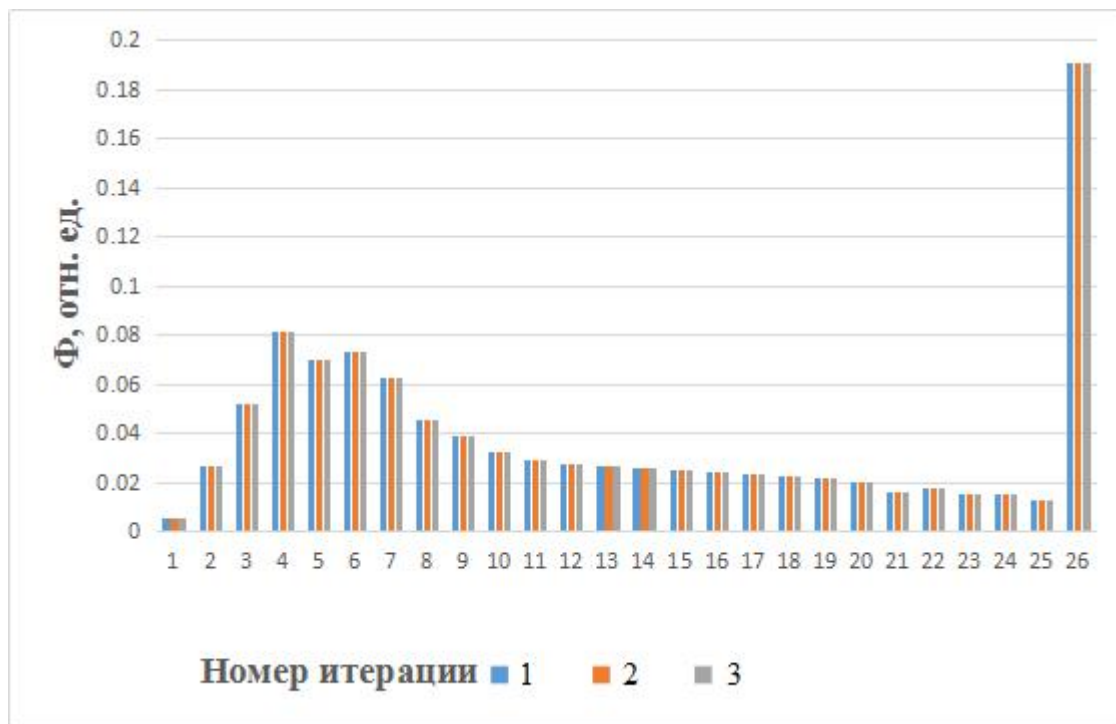
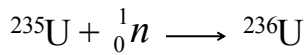


Рисунок 7 – Результаты 26-группового расчета спектра нейтронов в активной зоне реактора ВВЭР-1000

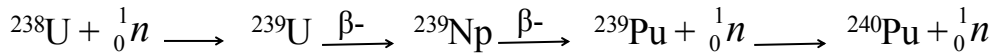
## 2.2 Изменение нуклидного состава топлива

В любом ядерном реакторе, в топливе которого содержится  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ , будет возникать  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ .  $^{235}\text{U}$ —является первичным ядерным горючим,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ —вторичным ядерным горючим. Процесс получения вторичного ядерного горючего чрезвычайно важен, так позволяет увеличить сырьевую топливную базу ядерной энергетики [8].

Во время работы в реакторе непрерывно протекают процессы, приводящие к изменению нуклидного состава реакторных материалов. Для нас представляют интерес лишь те из них, которые существенно влияют на нейтронно-физические характеристики реактора. Подавляющая часть таких процессов вызвана взаимодействием нейтронов с ядрами топлива. Состав уранового топлива изменяется в основном в результате следующих процессов:

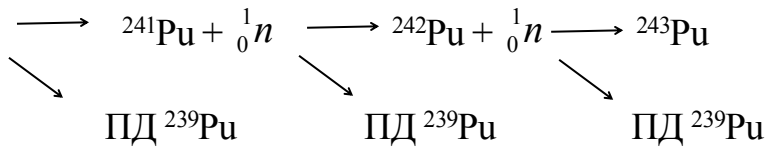


Осколки деления (продукты  ${}^{235}\text{U}$ );

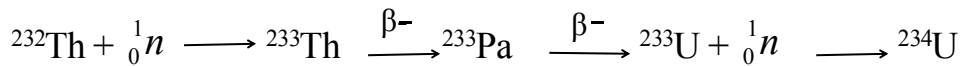


Осколки деления (ПД  ${}^{235}\text{U}$ )

ПД  ${}^{239}\text{U}$



Если в реакторе присутствует воспроизводящий нуклид  ${}^{232}\text{Th}$ , то необходимо также учесть процессы:



Осколки деления

Видно, что с течением времени постепенно исчезают ядра загруженного в реактор топлива и образуются новые. Среди последних следует выделить в первую очередь делящиеся ядра ( ${}^{239}\text{Pu}$ ,  ${}^{241}\text{Pu}$ ,  ${}^{233}\text{U}$ ). Процесс накопления этих ядер принято называть воспроизводством делящегося материала. Поглощение нейтронов теми из них, концентрация которых относительно быстро достигает равновесного значения, называется отравлением реактора. Все остальные новые ядра часто объединяют в одну группу и называют их шлаками, а поглощение нейтронов этими ядрами — шлакованием реактора [9].

Массовое число продуктов деления, как правило, не изменяется в процессе  $\beta^-$ -превращений, поэтому выход осколка деления с массовым числом  $A$  можно одновременно рассматривать и как выход всех продуктов деления с тем же массовым числом.

Получим законы изменения ядерных плотностей изотопов урана и плутония. В целях упрощения задачи используем ряд предположений. Не будем учитывать ядра  $^{239}\text{U}$  и  $^{239}\text{Np}$  ввиду малости их времен жизни. Пренебрежем радиоактивным распадом всех изотопов урана и плутония, а также изменением ядерной плотности  $^{238}\text{U}$ . Рассмотрим большой реактор на тепловых нейтронах. Не будем учитывать поглощение нейтронов в области замедления, кроме радиационного захвата ядрами  $^{238}\text{U}$ . Предположим, что отсутствует пространственная потоки нейтронов  $\Phi$ , т.е. рассмотрение проведем для элементарного объема реактора [15].

Разумно считать, что  $\Phi$  — суммарное значение плотности потока нейтронов в активной зоне,  $\bar{\sigma}_c$  — усредненное по спектру потока нейтронов значение сечения радиационного захвата,  $\bar{\sigma}_a$  — усредненное по спектру потока нейтронов значение сечения радиационного поглощения,  $\bar{\sigma}_f$  — усредненное по спектру потока нейтронов значение сечения радиационного деления.

Все величины, относящиеся к различным ядрам, будем записывать с соответствующими индексами:  $^{235}\text{U}$ —5,  $^{238}\text{U}$ —8,  $^{239}\text{Pu}$ —9,  $^{240}\text{Pu}$ —0,  $^{241}\text{Pu}$ —1,  $^{242}\text{Pu}$ —2, продукты  $^{235}\text{U}$ —ПД 5, продукты  $^{239}\text{Pu}$ —ПД 9.

Тогда система дифференциальных уравнений, описывающих изменение во времени ядерных плотностей изотопов урана и плутония, будет иметь следующий вид:

$$\left. \begin{aligned}
 dN_5/dt &= -\Phi \bar{\sigma}_a^5 N_5; \\
 dN_8/dt &= -\Phi \bar{\sigma}_a^8 N_8; \\
 dN_9/dt &= \Phi \bar{\sigma}_c^8 N_8 - \Phi \bar{\sigma}_a^9 N_9; \\
 dN_0/dt &= \Phi \bar{\sigma}_c^9 N_9 - \Phi \bar{\sigma}_a^0 N_0; \\
 dN_1/dt &= \Phi \bar{\sigma}_c^0 N_0 - \Phi \bar{\sigma}_a^1 N_1; \\
 dN_2/dt &= \Phi \bar{\sigma}_c^1 N_1 - \Phi \bar{\sigma}_a^2 N_2; \\
 dN_{\text{ПД}5}/dt &= 2 \cdot (\Phi \bar{\sigma}_f^5 N_5 + \Phi \bar{\sigma}_f^8 N_8); \\
 dN_{\text{ПД}9}/dt &= 2 \cdot (\Phi \bar{\sigma}_f^9 N_9 + \Phi \bar{\sigma}_f^0 N_0 + \Phi \bar{\sigma}_f^1 N_1 + \Phi \bar{\sigma}_f^2 N_2).
 \end{aligned} \right\} \quad (6)$$

Использованные здесь обозначения совпадают с принятыми ранее.

Правая часть каждого из уравнений системы (6) представляет собой алгебраическую сумму скоростей убыли ядер  $i$ -го нуклида вследствие поглощения и прибыли ядер этого же нуклида в результате радиационного захвата нейтронов ядрами предыдущего нуклида в цепочке.

Точные решения системы уравнений (6) достаточно громоздки и неудобны для приближенных расчетов, поэтому мы их не приводим. Рассмотрим один из возможных упрощенных подходов к решению данной системы уравнений, основанный на использовании факта относительно слабого изменения за время работы реактора скорости образования нейтронов.

Значения  $\Phi$  в любой момент времени можно определить из следующего соотношения:

$$\Phi = \frac{Q_T}{3.2 \cdot 10^{-11} V_T \bar{\Sigma}_f}, \quad (7)$$

где  $Q_T$  — тепловая мощность реактора, Вт;  $V_T$  — объем активной зоны, см<sup>3</sup>;  $\bar{\Sigma}_f$  — усредненное по спектру потока нейтронов значение макроскопического сечения радиационного деления. Здесь предполагается, что в одном акте деления <sup>235</sup>U, <sup>238</sup>U, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu и <sup>242</sup>Pu выделяется энергия, равная 200 МэВ [8].

Реактор рассчитан правильно (правильно выбраны обогащение горючего, конструкция, размеры реактора, длительность кампании), если эффективный коэффициент размножения нейтронов в конце кампании ЯТ снижается до единицы [10].

### 2.2.1 Ядерное топливо с обогащением 4,4% урана

На рисунках 8.1 – 8.4 представлены изменения во времени изотопного состава урана и плутония.

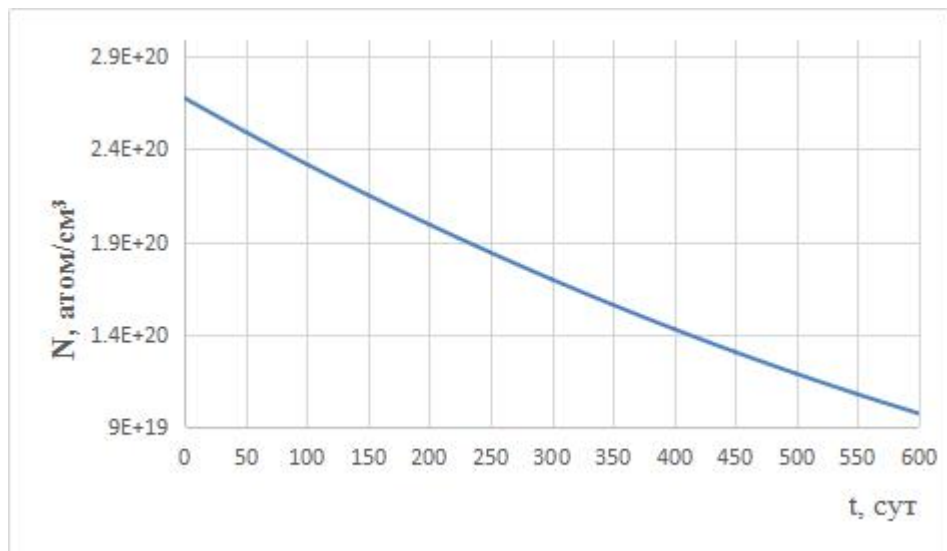


Рисунок 8.1 – Изменение во времени ядерной концентрации  $^{235}\text{U}$

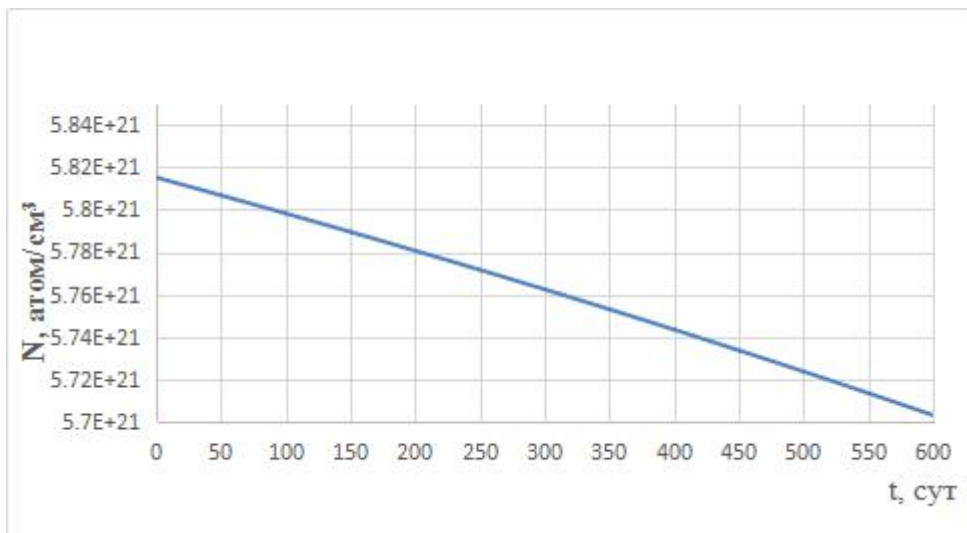


Рисунок 8.2 – Изменение во времени ядерной концентрации  $^{238}\text{U}$

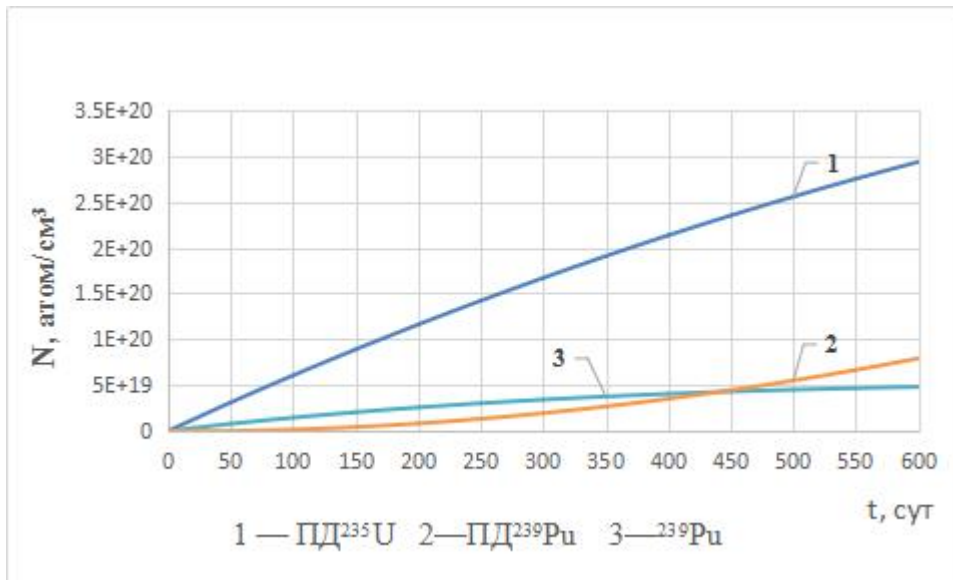


Рисунок 8.3 – Изменение во времени ядерных концентраций ПД<sup>235</sup>U, ПД<sup>239</sup>Pu и <sup>239</sup>Pu

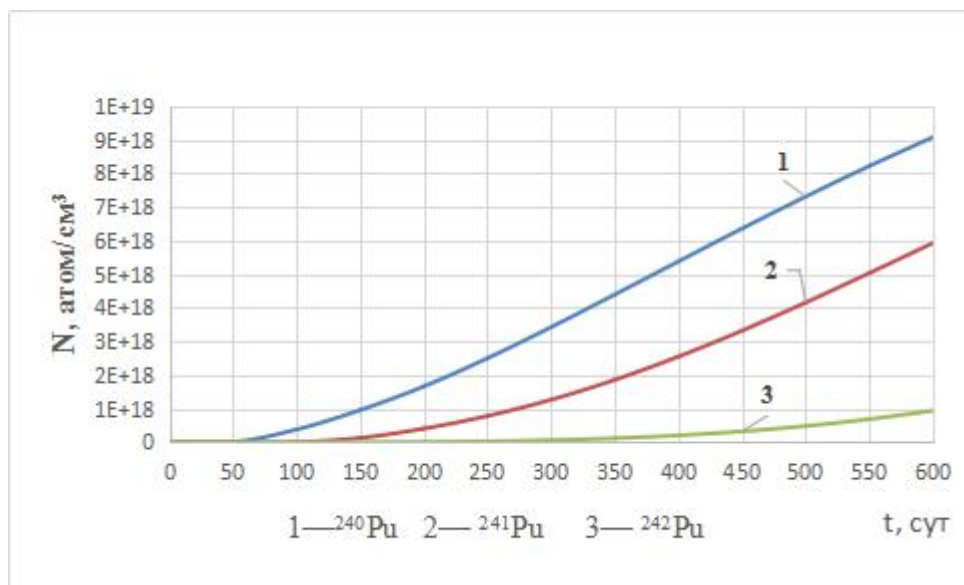


Рисунок 8.4 – Изменение во времени ядерных концентраций <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu и <sup>242</sup>Pu

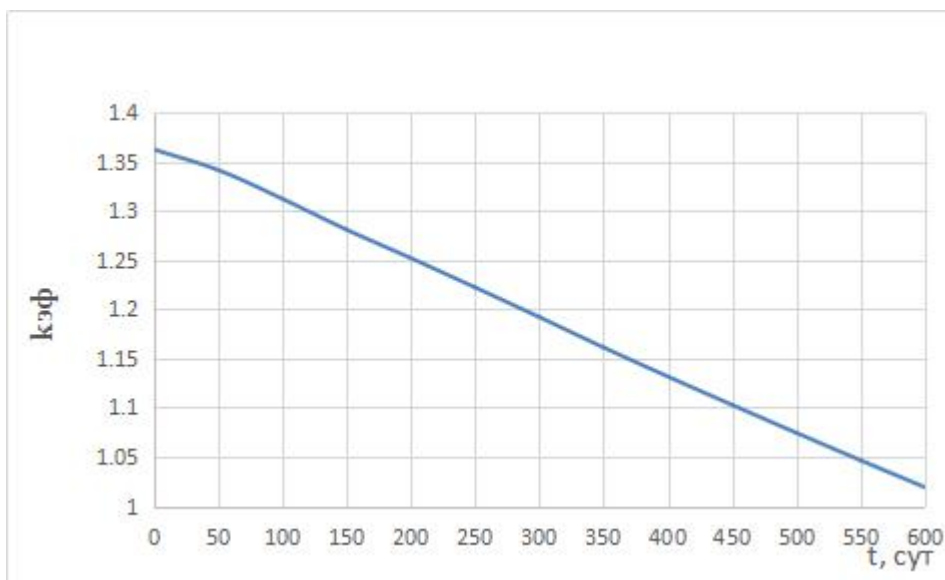


Рисунок 9 – Изменение  $k_{эф}$  в течение кампании ЯТ

В работе определено изменение нуклидного состава топлива во время работы реактора ВВЭР-1000, когда эффективный коэффициент размножения нейтронов снижается до единицы. Длительность кампании ядерного топлива составила  $T_{эф} = 600$  эф.суток, эффективный коэффициент размножения нейтронов на конец кампании ядерного топлива составил 1,0191.

### 2.2.2 Ядерное топливо с обогащением 9,4% урана

На рисунках 10.1 – 10.4 представлены изменение во времени изотопного состава урана и плутония.

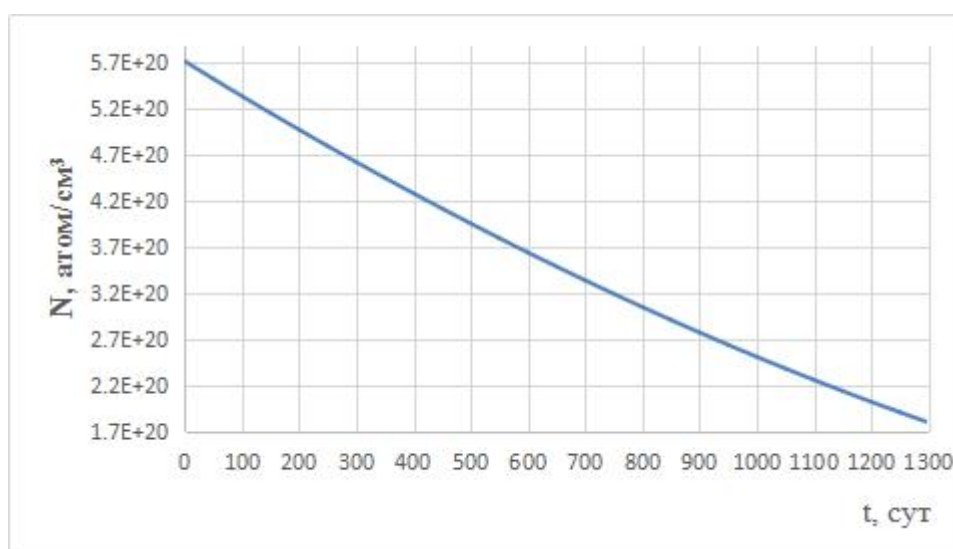


Рисунок 10.1 – Изменение во времени ядерной концентрации  $^{235}\text{U}$

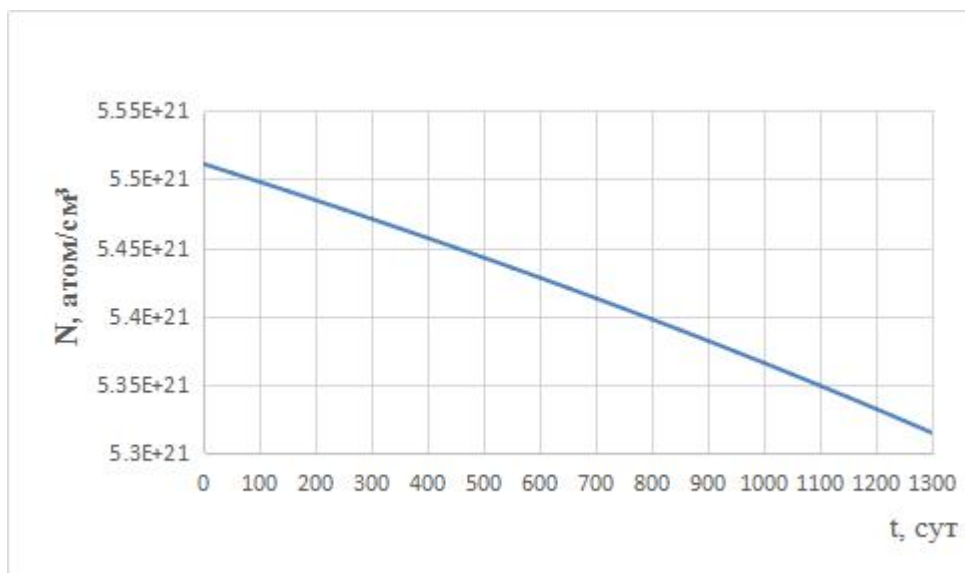


Рисунок 10.2 – Изменение во времени ядерной концентрации  $^{238}\text{U}$

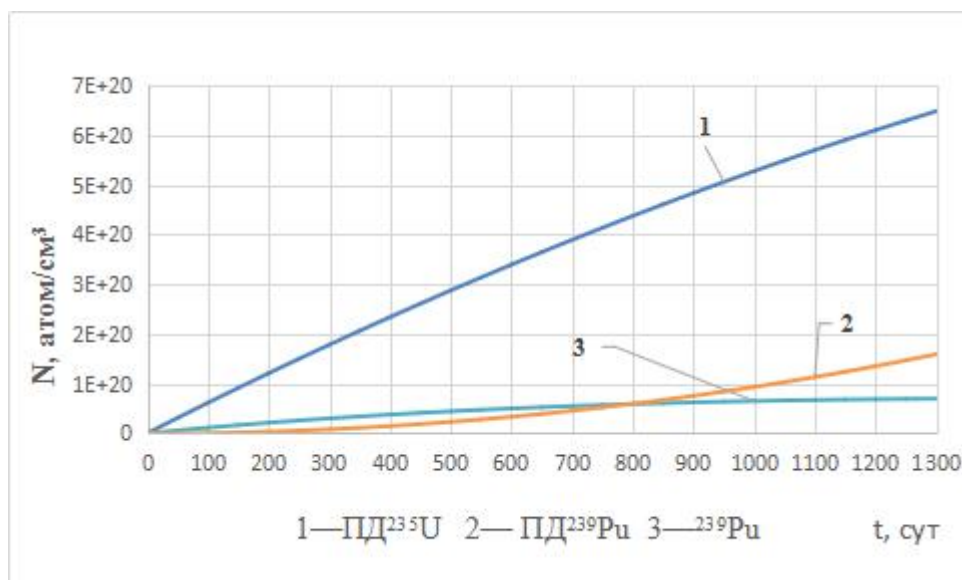


Рисунок 10.3 – Изменение во времени ядерных концентраций ПД $^{235}\text{U}$ , ПД $^{239}\text{Pu}$  и  $^{239}\text{Pu}$



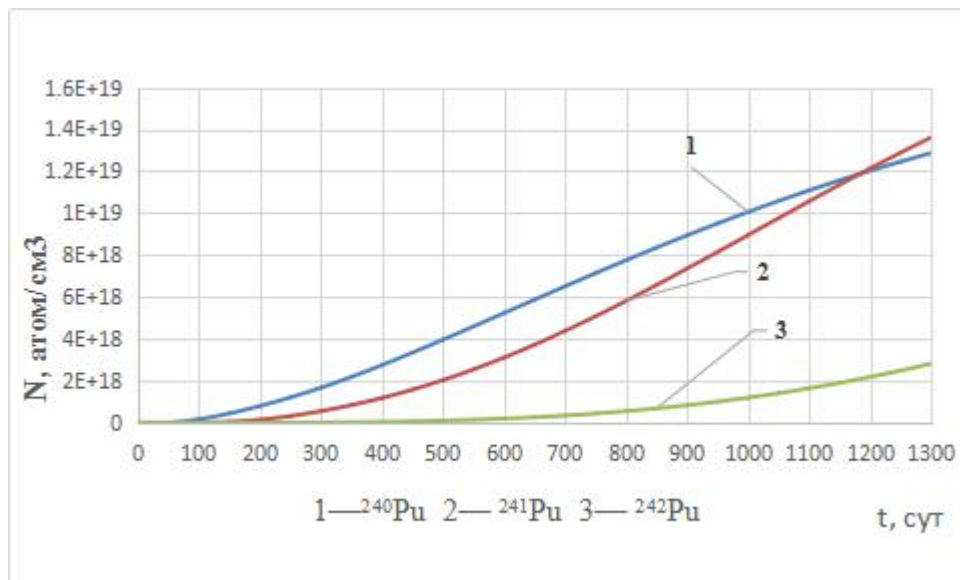


Рисунок 10.4 – Изменение во времени ядерных концентраций <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu и <sup>242</sup>Pu

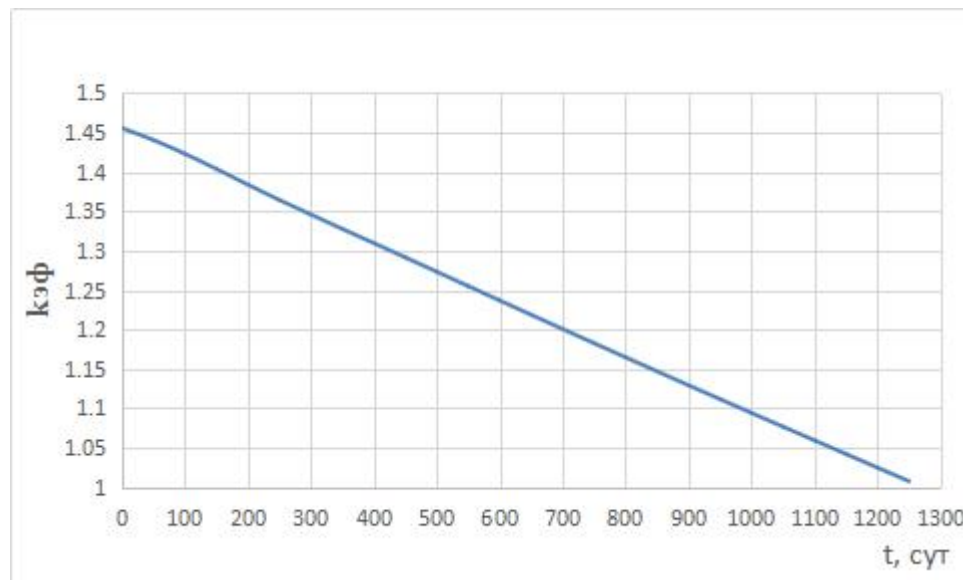


Рисунок 11 – Изменение  $k_{эф}$  в течение кампании ЯТ

В работе определено изменение нуклидного состава топлива во время работы реактора ВВЭР-1000, когда эффективный коэффициент размножения нейтронов снижается до единицы. Длительность кампании ядерного топлива составила  $T_{эф} = 1250$  эф.суток, эффективный коэффициент размножения нейтронов на конец кампании ядерного топлива составил 1,007.

### 2.2.3 Ядерное топливо с обогащением 14,4% урана

На рисунках 12.1 – 12.4 представлены изменение во времени изотопного состава урана и плутония.

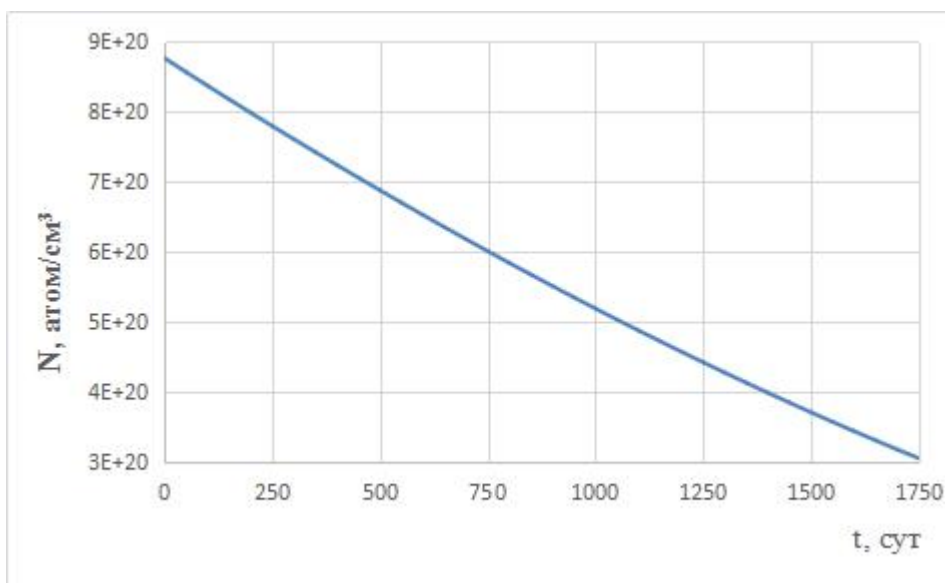


Рисунок 12.1 – Изменение во времени ядерной концентрации  $^{235}\text{U}$

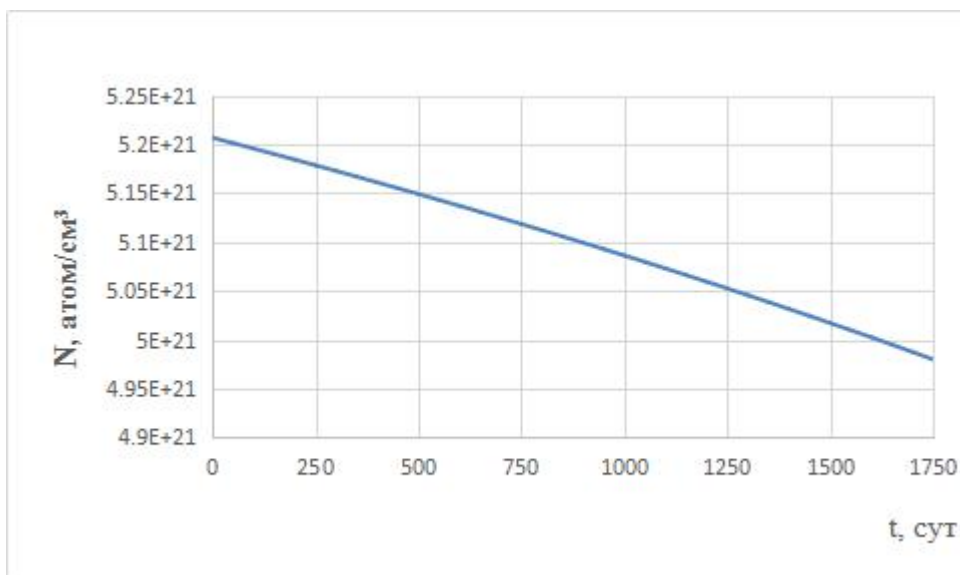


Рисунок 12.2 – Изменение во времени ядерной концентрации  $^{238}\text{U}$

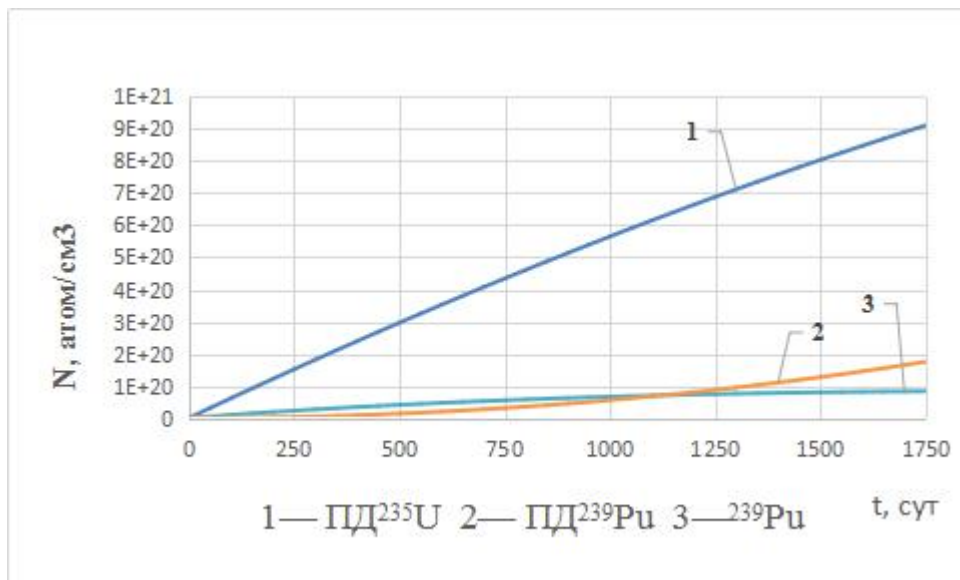


Рисунок 12.3 – Изменение во времени ядерных концентраций ПД<sup>235</sup>U, ПД<sup>239</sup>Pu и <sup>239</sup>Pu

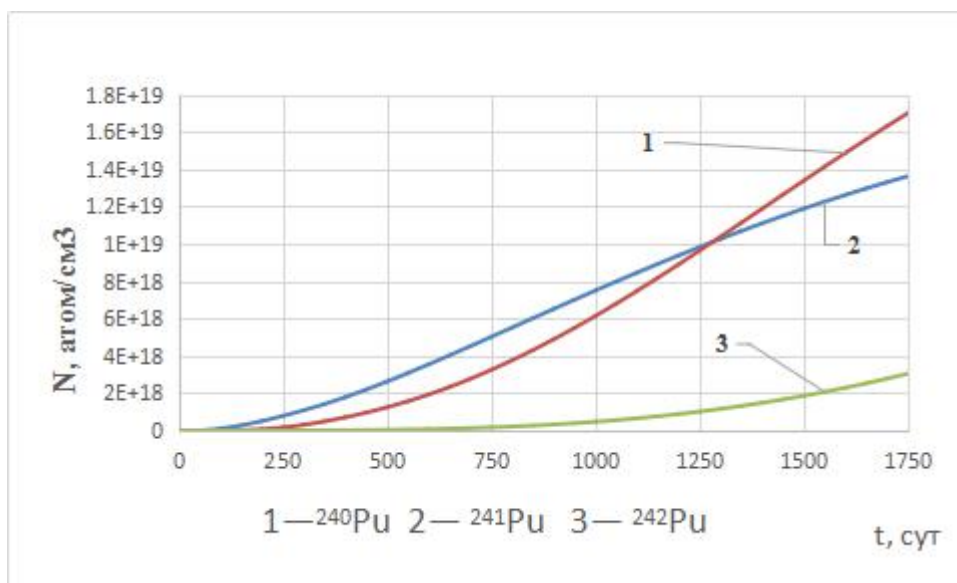


Рисунок 12.4 – Изменение во времени ядерных концентраций <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu и <sup>242</sup>Pu

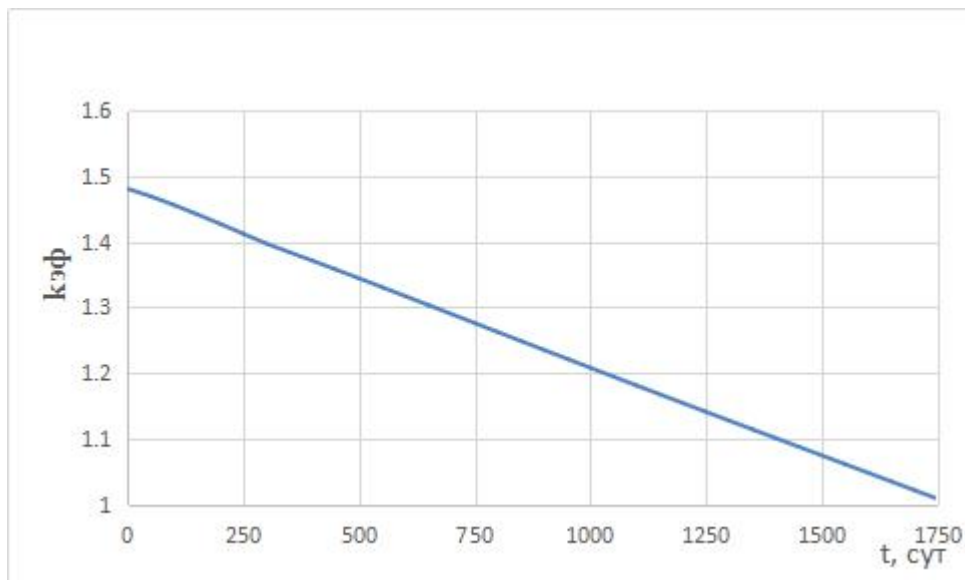


Рисунок 13 – Изменение  $k_{эф}$  в течение кампании ЯТ

В работе определено изменение нуклидного состава топлива во время работы реактора ВВЭР-1000, когда эффективный коэффициент размножения нейтронов снижается до единицы. Длительность кампании ядерного топлива составила  $T_{эф} = 1750$  эф.суток, эффективный коэффициент размножения нейтронов на конец кампании ядерного топлива составил 1,007.

Из рисунков 14.1 – 14.4 видно, что обогащение ЯТ влияет на нуклидный состав ядерного топлива в конце кампании. Можно заметить, что по мере увеличения степени обогащения по  $^{235}\text{U}$  больше потребляется  $^{238}\text{U}$ .

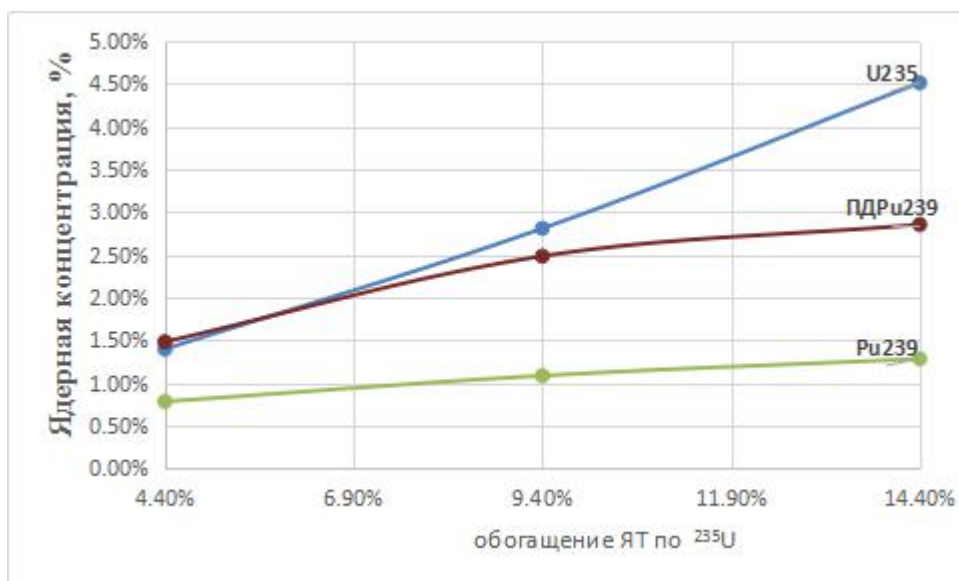


Рисунок 14.1 – Зависимость содержания  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , ПД $^{239}\text{Pu}$  в ядерном топливе от стартового обогащения

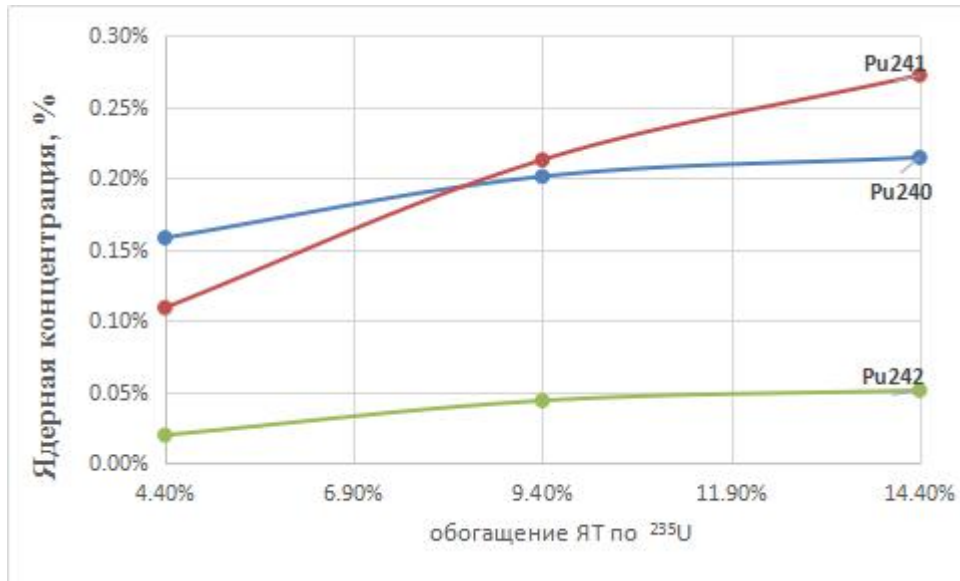


Рисунок 14.2 – Зависимость содержания  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  в ядерном топливе от стартового обогащения

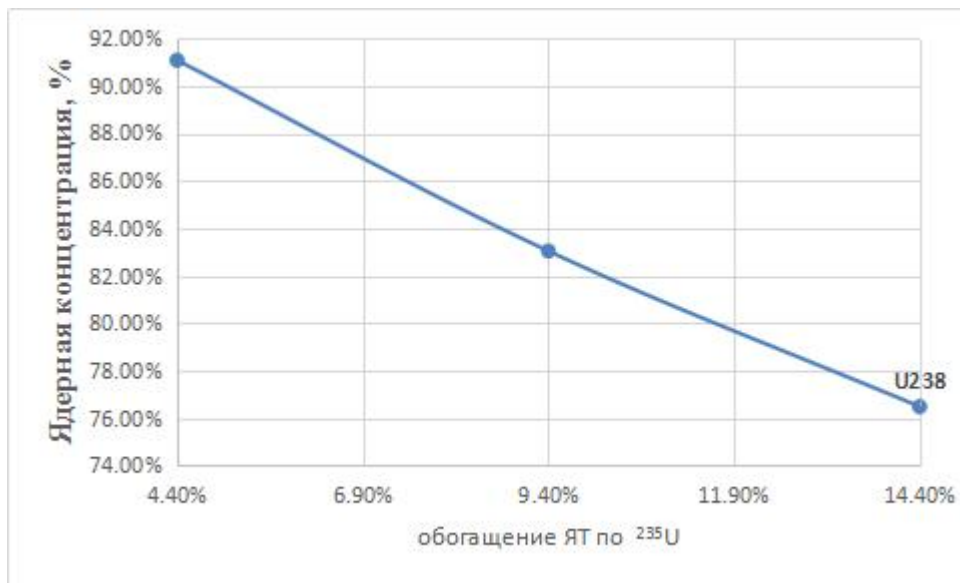


Рисунок 14.3 – Зависимость содержания  $^{238}\text{U}$  в ядерном топливе от стартового обогащения

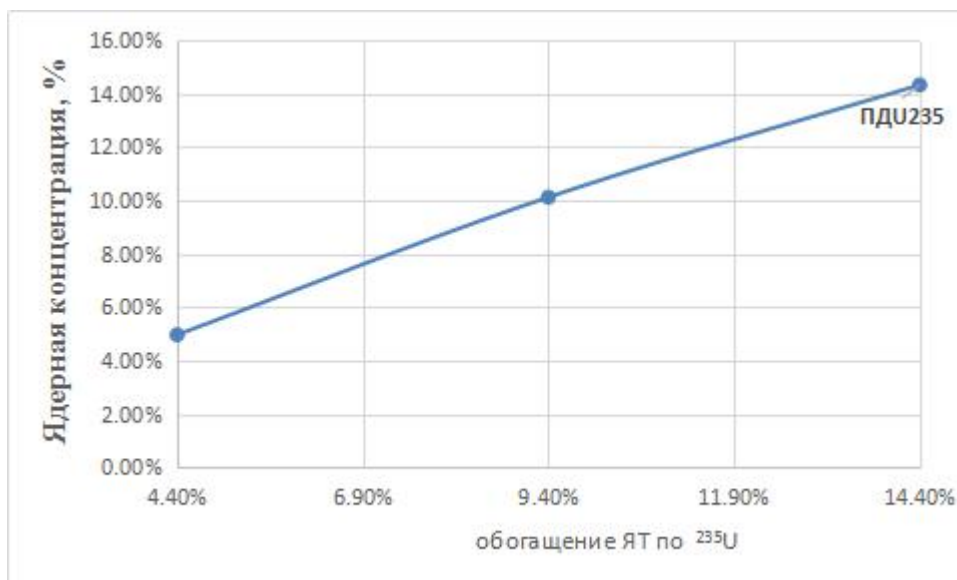


Рисунок 14.4 – Зависимость содержания ПД $^{235}\text{U}$  в ядерном топливе от стартового обогащения

Из рисунка 15 видно, что чем выше степень обогащения, тем дольше длительности кампании ЯТ.

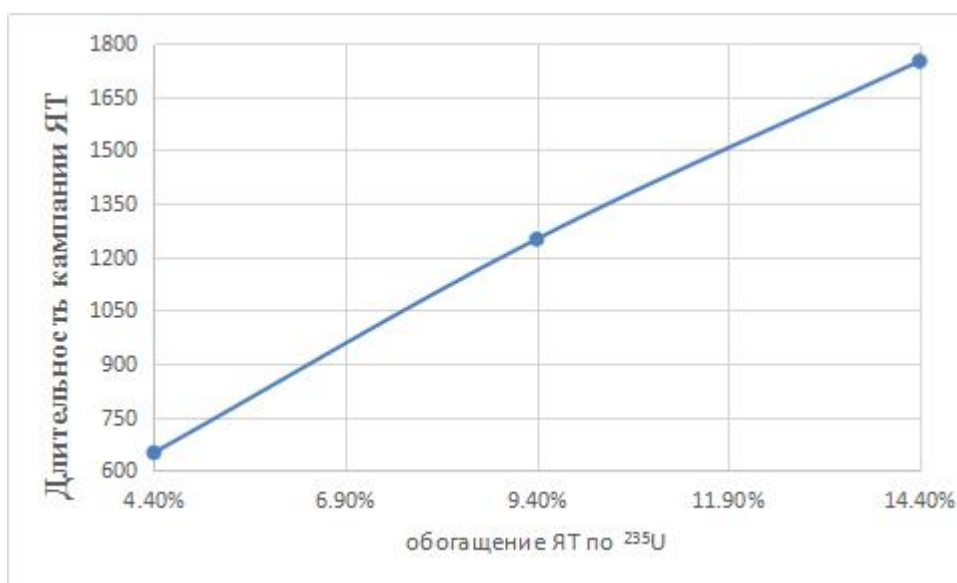


Рисунок 15 – Изменение длительности кампании ЯТ от обогащения ЯТ

Результаты расчетов показывают, что при содержании делящегося нуклида 4,4 % наименьшее значение  $k_{эф}$  у топлива, и при этом значение длительности кампании (650 эф. сут.) меньше, чем у остальных вариантов. У топлива (обогащение ЯТ по  $^{235}\text{U}$  равно 9,4%)  $k_{эф}$  значительно выше, чем у топлива с обогащением 4,4%  $^{235}\text{U}$  и длительность кампании составляет 1250 эф.

суток. Наиболее эффективной в начале кампании ядерного топлива является топливо с обогащением  $^{235}\text{U}$  14,4% длительность кампании составляет 1750 эф. суток.

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

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

Достижение цели обеспечивается решением задач:

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

В данной магистерской диссертационной работе определено влияние стартового состава ядерного топлива на концентрацию изотопов урана и плутония в облученном ядерном топливе реактора ВВЭР-1000.

#### **3.1 Потенциальные потребители результатов исследования**

Результатом исследования, несомненно, будут являться возможность показана влияние стартового состава ядерного топлива на концентрацию изотопов урана и плутония в облученном ядерном топливе реактора ВВЭР-1000.

Целевым рынком данного исследования будут являться государственные корпорации по ядерной энергетике, атомная и смежные отрасли научной промышленности РФ и научно-исследовательские институты.

Сегментировать рынок услуг по исследованию энергетической установок можно последующим критериям: масштаб выполненных НИОКР, электрическая мощность установок.



Результаты сегментирования представлены в рисунке 3.

		Электрическая мощность установки		
		От 1 до 20 МВт	От 20 до 200 МВт	От 200 до 1000 МВт
Масштаб выполненных НИОКР	Высокий			
	Средний			
	Низкий			

Рисунок 3 – Карта сегментирования рынка услуг по ЯЭУ

Вследствие выгорания загруженного ядерного топлива и наработки вторичного топлива происходит существенное изменение концентраций ядерных материалов, подлежащих учету и контролю. Поэтому оценка ядерных материалов в облученном ядерном топливе является актуальной задачей.

### 3.2 Анализ конкурентных технических решений

Для анализа конкурентных технических решений рассмотрено три альтернативных топливных загрузки в сравнении с проектной при содержании делящегося нуклида 4,4%, 9,4% и 14,4%. Целью работы является определение влияния стартового состава ядерного топлива на концентрацию изотопов урана и плутония в облученном ядерном топливе реактора ВВЭР-1000.

Для оценки конкурентности использованы следующие критерии:

- энергоэкономичность – затраты прибора на электрическую энергию;
- безопасность – приборы и материалы возможно опасны для человека;
- простота эксплуатации – эта критерия связана с количеством этапов проведения исследования;
- ремонтпригодность приборов – сложность ремонта прибораров;
- стоимость прибора для осуществления метода.

Оценочная карта анализа представлена в таблице 4.

Таблица 4 – Оценочная карта для сравнения конкурентных технических разработок

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы				Конкурентоспособность			
		Б <sub>п</sub>	Б <sub>1</sub>	Б <sub>2</sub>	Б <sub>3</sub>	К <sub>п</sub>	К <sub>1</sub>	К <sub>2</sub>	К <sub>3</sub>
Технические критерии оценки ресурсоэффективности									
1. Производительность установки	0,02	3	2	1	5	0,06	0,04	0,02	0,10
2. Удобство в эксплуатации	0,02	3	3	3	2	0,06	0,06	0,06	0,04
3. Научно-исследовательская база	0,05	4	3	3	3	0,20	0,15	0,15	0,15
4. Противодействие незаконному распространению	0,05	3	3	3	4	0,15	0,15	0,15	0,20
5. Радиационная безопасность	0,10	3	3	3	2	0,30	0,30	0,30	0,20
6. Ядерная безопасность	0,10	3	2	3	2	0,30	0,20	0,30	0,20
7. Запасы воспроизводящего нуклида	0,05	4	4	5	5	0,20	0,20	0,25	0,25
8. Запасы делящегося нуклида	0,05	3	2	3	1	0,15	0,10	0,15	0,05
9. Энерговыработка	0,20	3	2	1	5	0,60	0,40	0,20	1,00
Экономические критерии оценки эффективности									
1. Конкурентоспособность топливной композиции	0,01	4	4	2	2	0,04	0,04	0,02	0,02
2. Уровень проникновения на рынок	0,05	5	4	3	2	0,25	0,20	0,15	0,10
3. Предполагаемый срок эксплуатации	0,20	4	2	3	5	0,80	0,40	0,60	1,00
4. Послепродажное обслуживание	0,10	2	2	2	1	0,20	0,20	0,20	0,10
Итого	1,00					3,31	2,44	2,55	3,41

Из приведённого анализа видно, что проектное решение имеет высокий уровень конкурентоспособности, его немного опережает альтернативный вариант 5% в силу гораздо большей энерговыработки, что так же является одной из главных причин повышения производительности установки. Главным недостатком проектного решения является повышенное радиационное излучение после эксплуатации, что требует особых мер при обработке.

### 3.3 SWOT-анализ

SWOT – Strengths (сильные стороны), Weaknesses (слабые стороны), Opportunities (возможности) и Threats (угрозы) – представляет собой комплексный анализ научно-исследовательского проекта. SWOT- анализ применяют для исследования внешней и внутренней среды проекта [16].

В таблице 5 представлена интерактивная матрица проекта, в которой показано соотношение сильных сторон с возможностями, что позволяет более подробно рассмотреть перспективы разработки.

Таблица 5 – Интерактивная матрица проекта

		Сильные стороны проекта				
		C1	C2	C3	C4	C5
Возможности проекта	B1	+	+	+	+	+
	B2	+	+	+	+	+
	B3	+	+	–	+	+
	B4	+	+	+	+	+
	B5	+	+	+	+	+

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

В результате была составлена итоговая матрица SWOT-анализа, представленная в таблице 6.

Таблица 6 – SWOT- анализ

	<p><b>Сильные стороны научно-исследовательского проекта:</b>  С1. Научная новизна.  С2. Современная технология.  С3. Возможность контроля процесса расчета.  С4. Наличие актуальных данных по реакторной установке малой мощности ВВЭР-1000.  С5. Полный анализ нейтронно-физических параметров.</p>	<p><b>Слабые стороны научно-исследовательского проекта:</b>  Сл1. Наличие человеческого фактора.  Сл2. Возможность появления погрешности расчета.  Сл3. Продолжительное время расчетов.  Сл4. Высокий уровень знаний для выполнения расчетов.  Сл5. Ограниченное число рассчитываемых параметров.</p>
<p><b>Возможности:</b>  В1. Использование расчетов для ОКБ.  В2. Возможность рассмотрения различных топливных загрузок.  В3. Актуальность темы для публикации в научных журналах.  В4. Развитие тематики малой мощности.  В5. Дополнительный спрос на результаты расчетов.</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и возможности»:  1. Научная новизна, и, как следствие, публикации в цитируемых научных журналах.  2. Анализ различных топливных загрузок реактора малой мощности ВВЭР-1000 с учетом актуальных характеристик и параметров.</p>	<p>1. Возникновение ошибок из-за длительных расчетов; Данный фактор при внимательной работе можно устранить.  2. Требование наличия обширных знаний в тематике быстрых реакторов; Данный не является большим недостатком, так как получение дополнительных знаний не принесет вреда и расширит кругозор.</p>
<p><b>Угрозы:</b>  У1. Недостаточная точность аналитических методов.  У2. Низкий спрос на результаты при отсутствии публикаций.  У3. Отсутствие источников для проверки полученных результатов.  У4. Появление совершенных технологий в атомной отрасли.</p>	<p>1. Задержка финансирования может внести сбой в режим проведения экспериментов. Но актуальность темы проекта и поиск новых источников финансирования способны решить данную проблему.</p>	<p>1. Влияние человеческого фактора может негативно сказаться на достоверность результатов, что приведет к падению шанса на публикацию. Однако при комплексной работе можно минимизировать появление ошибки.</p>

Таким образом, выполнив SWOT-анализ можно сделать вывод, что на данный момент преимущества аналитического метода определения характеристик реактора значительно преобладают над её недостатками. Все имеющиеся несо-

ершенства можно легко устранить, воспользовавшись перечисленными выше возможностями.

### 3.4 Планирование управления научно-техническим проектом

#### 3.4.1 Определение трудоемкости выполнения работ

Трудовые затраты в большинстве случаев образуют основную часть стоимости разработки, поэтому важным моментом является определение трудоемкости работ каждого из участников научного исследования.

Трудоемкость выполнения научного исследования оценивается экспертным путем в человеко-днях и носит вероятностный характер, т.к. зависит от множества трудно учитываемых факторов. Для определения ожидаемого (среднего) значения трудоемкости  $t_{ожі}$  используется следующая формула:

$$t_{ожі} = \frac{3t_{\min i} + 2t_{\max i}}{5} \quad (8)$$

где  $t_{ож і}$  – ожидаемая трудоемкость выполнения  $i$ -ой работы чел.-дн.;

$t_{\min i}$  – минимально возможная трудоемкость выполнения заданной  $i$ -ой работы (оптимистическая оценка: в предположении наиболее благоприятного стечения обстоятельств), чел.-дн.;

$t_{\max i}$  – максимально возможная трудоемкость выполнения заданной  $i$ -ой работы (пессимистическая оценка: в предположении наиболее неблагоприятного стечения обстоятельств), чел.-дн.

Исходя из ожидаемой трудоемкости работ, определяется продолжительность каждой работы в рабочих днях  $T_p$  (9), учитывающая параллельность выполнения работ несколькими исполнителями. Такое вычисление необходимо для обоснованного расчета заработной платы, так как удельный вес зарплаты в общей сметной стоимости научных исследований составляет около 65 %.

$$T_{pi} = \frac{t_{ожі}}{Ч_i} \quad (9)$$

где  $T_{p_i}$  – продолжительность одной работы, раб. дн.;

$t_{ожі}$  – ожидаемая трудоемкость выполнения одной работы, чел.-дн.

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

### **3.4.2 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.

Для выполнения научных исследований формируется рабочая группа, в состав которой могут входить научные сотрудники и преподаватели, инженеры, техники и лаборанты, численность групп может варьироваться. По каждому виду запланированных работ устанавливается соответствующая должность исполнителей.

Таблица 7 – Контрольные события проекта

№	Контрольное событие	Дата	Результат
1	Разработка технического задания на НИР	1.02.2018	Приказ по ФТИ
2	Составление и утверждение технического задания	3.02.2018	Задание на выполнение исследования
3	Выбор направления исследований	5.02.2018	
4	Подбор и изучение материалов по теме	10.02.2018	Отчёт
5	Календарное планирование работ	12.02.2018	План работ
6	Изучение эксплуатационных параметров ВВЭР	13.02.2018	Отчёт
7	Выполнение расчётов и анализ полученных данных	27.03.2018	Отчёт
8	Обобщение и оценка результатов	30.03.2018	Отчёт
9	Составление пояснительной записки	14.02.2018- 27.04.2018	Пояснительная записка
10	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	28.04.2018	
11	Подготовка к защите	29.04.2018- 25.05.2018	

### 3.4.3 План проекта

В рамках планирования исследовательского проекта построен календарный план-график с помощью диаграммы Ганта.

Диаграмма Ганта – это 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.

В данном случае работы по теме представляются протяженными во времени отрезками, характеризующимися датами начала и окончания выполнения работ. График строится в виде таблицы с разбивкой по месяцам и декадам (10 дней) за период времени выполнения научного проекта. При этом работы на графике следует выделить различной штриховкой в зависимости от

исполнителей, ответственных за ту или иную работу [20].

Линейный график представлен в таблице 8. Календарный план-график проведения научного исследования представлен в таблице 9.

Таблица 8 – Календарный план проекта

Код работы	Название	Длительность, дни	Дата начала работ	Дата окончания работ	Состав участников
1	Разработка технического задания	2	1.02.2018	3.02.2018	Руководитель
2	Подбор и изучение материалов по теме	9	3.02.2018	12.02.2018	Инженер
3	Выбор направления исследований	2	12.02.2018	14.02.2018	Руководитель, инженер
4	Анализ конструктивных особенностей параметров	2	14.02.2018	16.02.2018	Инженер
5	Календарное планирование работ	1	16.02.2018	17.02.2018	Руководитель, инженер
6	Выполнение расчётов и анализ полученных данных	45	17.02.2018	3.04.2018	Инженер
7	Обобщение и оценка результатов	1	3.04.2018	4.04.2018	Руководитель, инженер
8	Составление пояснительной записки	72	18.02.2018	1.05.2018	Инженер
9	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	1	3.05.2018	4.05.2018	Руководитель, инженер
10	Подготовка к защите	26	4.05.2018	30.05.2018	Инженер



Таблица 9 – Календарный план-график проведения НИОКР

№ раб	Вид работ	Исполн.	T <sub>кп</sub> , кал. дн.	Продолжительность выполнения работ															
				Февраль				Март				Апрель				Май			
				1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4
1	Разработка технического задания	Р	2	1															
2	Подбор и изучение материалов по теме	И	9	1	2														
3	Выбор направления исследований	Р, И	2		1														
4	Анализ конструктивных особенностей параметров	И	2			1													
5	Календарное планирование работ	Р, И	1			1													
6	Выполнение расчётов и анализ полученных данных	И	45				1	2	3	4									
7	Обобщение и оценка результатов	Р, И	1									1							
8	Составление пояснительной записки	И	72				1	2	3	4									
9	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	Р, И	1														1		
10	Подготовка к защите ВКР	И	26															1	

 – Руководитель (Р)

 – Инженер (И)

### 3.5 Бюджет научного исследования

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

- материальные затраты;
- затраты на специальное оборудование для научных

(экспериментальных) работ;

- основная заработная плата исполнителей темы;
- дополнительная заработная плата исполнителей темы;
- отчисления во внебюджетные фонды (страховые отчисления).

### 3.5.1 Расчет материальных затрат

Расчет материальных затрат осуществляется по следующей формуле (10):

$$Z_M = (1 + k_T) \cdot \sum_{i=1}^m C_i \cdot N_{расх\ i} \quad (10)$$

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

$N_{расх\ i}$  – 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, принимаются в пределах 15-25 % от стоимости материалов.

Материальные затраты, необходимые для данной разработки, заносятся в таблицу 10.

Основные работы для ВКР проводились за рабочей мобильной станцией в комнате общежития. Время, проведенное за рабочей станцией: 900 часов. Мощность рабочей станции: 0,4 кВт.

Затраты на электроэнергию рассчитываются по формуле:

$$C = C_{эл} \cdot P \cdot F_{об} = 5,8 \cdot 0,4 \cdot 900 = 2088 \text{ руб}$$

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

$P$  – мощность оборудования, кВт;

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

Затраты на электроэнергию составили 2088 рубля.

Таблица 10 – Материальные затраты

Наименование	Единица измерения	Количество	Цена за ед., руб.	Затраты на материалы, (З <sub>м</sub> ), руб.
1. Бумага	шт.	200	0,8	160
2. Печать на листе А4	шт.	200	1,5	300
3. Ручка	шт.	1	50	50
4. Доступ в интернет	Месяц	4	350	1400
5. Компьютер	шт.	1	32250	32250
Итого				34160

### 3.5.2 Основная заработная плата исполнителей темы

Статья включает основную заработную плату работников, непосредственно занятых выполнением НИИ и дополнительную заработную плату:

$$C_{зп} = Z_{осн} + Z_{доп}, \quad (11)$$

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

$Z_{доп}$  – дополнительная заработная плата.

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

$$Z_{осн} = Z_{дн} \cdot T_p, \quad (12)$$

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:

$$Z_{дн} = Z_m \cdot M / F_d, \quad (13)$$

где  $Z_m$  – месячный должностной оклад работника, руб.;

$M$  – количество месяцев работы без отпуска в течение года:

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

$F_d$  – действительный годовой фонд рабочего времени научно-технического персонала, раб. дн. (таблица 11).

С помощью таблицы 11 определим коэффициент календарности по следующей формуле:

$$k_{\text{кал}} = T_{\text{кал}} / (T_{\text{кал}} - T_{\text{вых}} - T_{\text{пр}}),$$

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.

Таблица 11 – Баланс рабочего времени

Показатели рабочего времени	Руководитель	Инженер
Календарное число дней	365	365
Количество нерабочих дней:		
– выходные дни;	53	105
– праздничные дни	13	13
Потери рабочего времени:		
– отпуск;	48	24
– невыходы по болезни	–	–
Действительный годовой фонд рабочего времени	251	223

Инженер во время прохождения преддипломной практики получает оклад, равный 9489 руб/месяц. Среднедневная заработная плата составляет:

$$Z_{\text{дн}} = (9489 \cdot 1,3 \cdot 11,2) / 223 = 619,55 \text{ руб /день}$$

Основной заработок инженера составляет:

$$Z_{\text{осн}} = 619,55 \cdot 30 = 18586,5 \text{ руб}$$

Основная заработная плата научного руководителя рассчитывается на основании отраслевой оплаты труда. Отраслевая система оплаты труда в ТПУ

предполагает следующий состав заработной платы:

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

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

– иные выплаты: районный коэффициент.

Руководителем данной научно-исследовательской работы является сотрудник с должностью доцент. Оклад доцента составляет 33664 рублей.

Среднедневная заработная плата научного руководителя:

$$Z_{\text{дн}} = (33664 \cdot 1,3 \cdot 10,4) / 251 = 1813 \text{ руб./день}$$

Основной заработок научного руководителя за время преддипломной практики составляет:

$$Z_{\text{осн}} = 1813 \cdot 7 = 12691 \text{ руб.}$$

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

Дополнительная заработная плата рассчитывается исходя из 12–15 % от основной заработной платы работников, непосредственно участвующих в выполнении темы:

$$Z_{\text{доп}} = k_{\text{доп}} \cdot Z_{\text{осн}},$$

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

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

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

Результаты расчёта основной и дополнительной заработной платы исполнителей научного исследования представлены в таблице 12.

Таблица 12 – Заработная плата исполнителей исследовательской работы

Заработная плата, руб.	Руководитель	Инженер
Основная зарплата	12691	18586,5
Дополнительная зарплата	1522,92	2230,38
Зарплата исполнителя	14213,92	20816,88
Итого по статье $C_{зп}$	35030,8	

В данной статье расходов отражаются обязательные отчисления по установленным законодательством Российской Федерации нормам органам государственного социального страхования (ФСС), пенсионного фонда (ПФ) и медицинского страхования (ФФОМС) от затрат на оплату труда работников.

Величина отчислений во внебюджетные фонды определяется исходя из следующей формулы:

$$C_{\text{внеб}} = k_{\text{внеб}} \cdot (Z_{\text{доп}} + Z_{\text{осн}}), \quad (14)$$

где  $k_{\text{внеб}}$  – коэффициент отчислений на уплату во внебюджетные фонды (пенсионный фонд, фонд обязательного медицинского страхования и пр.),  $k_{\text{внеб}} = 27,1 \%$ .

Величина отчислений во внебюджетные фонды составляет:

Для научного руководителя отчисления во внебюджетные фонды:

$$C_{\text{внеб}} = k_{\text{внеб}} \cdot (Z_{\text{доп}} + Z_{\text{осн}}) = 0,271 \cdot (12691 + 1522,92) = 3851,97 \text{ руб.}$$

Для инженера отчисления во внебюджетные фонды:

$$C_{\text{внеб}} = k_{\text{внеб}} \cdot (Z_{\text{доп}} + Z_{\text{осн}}) = 0,271 \cdot (18586,5 + 2230,38) = 5641,37 \text{ руб.}$$

В данную статью входят расходы на содержание аппарата управления и общехозяйственных служб. По этой статье учитываются оплата труда административно-управленческого персонала, содержание зданий, оргтехники и хозяйственного инвентаря, амортизация имущества, расходы по охране труда и подготовке кадров.

Накладные расходы в ТПУ составляют 12-16 % от суммы основной и дополнительной заработной платы работников, участвующих в выполнении темы. Расчет накладных расходов ведется по следующей формуле:

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

где  $k_{\text{накл}}$  – коэффициент накладных расходов, равный 16 %.

Для научного руководителя накладные расходы:

$$C_{\text{накл}} = k_{\text{накл}} \cdot (Z_{\text{доп}} + Z_{\text{осн}}) = 0,16 \cdot (12691 + 1522,92) = 2274,23 \text{ руб.}$$

Для инженера отчисления вовнебюджетные фонды:

$$C_{\text{накл}} = k_{\text{накл}} \cdot (Z_{\text{доп}} + Z_{\text{осн}}) = 0,16 \cdot (18586,5 + 2230,38) = 3330,7 \text{ руб.}$$

### 3.5.3 Расчет бюджета затрат исследовательского проекта

Рассчитанная величина затрат научно-исследовательской работы является основой для формирования бюджета затрат проекта, который при формировании договора с заказчиком защищается научной организацией в качестве нижнего предела затрат на разработку научно-технической продукции.

Определение бюджета затрат на научно-исследовательский проект по каждому варианту исполнения приведен в таблице 13.

Таблица 13 – Расчет бюджета затрат исследовательского проекта

Наименование статьи	Сумма, руб
1. Материальные затраты исследования	34160
2. Затраты по основной заработной плате исполнителей темы	31277,5
3. Затраты по дополнительной заработной плате исполнителей темы	3753,3
4. Отчисления во внебюджетные фонды	9493,34
5. Накладные расходы	5604,93
Бюджет затрат исследования	84289,07

### 3.6 Организационная структура проекта

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

Данной исследовательской работе соответствует функциональная структура организации. То есть организация рабочего процесса выстроена иерархически: у каждого участника проекта есть непосредственный

руководитель, сотрудники разделены по областям специализации, каждой группой руководит компетентный специалист (функциональный руководитель). Организационная структура научного проекта представлена на рисунке 16.

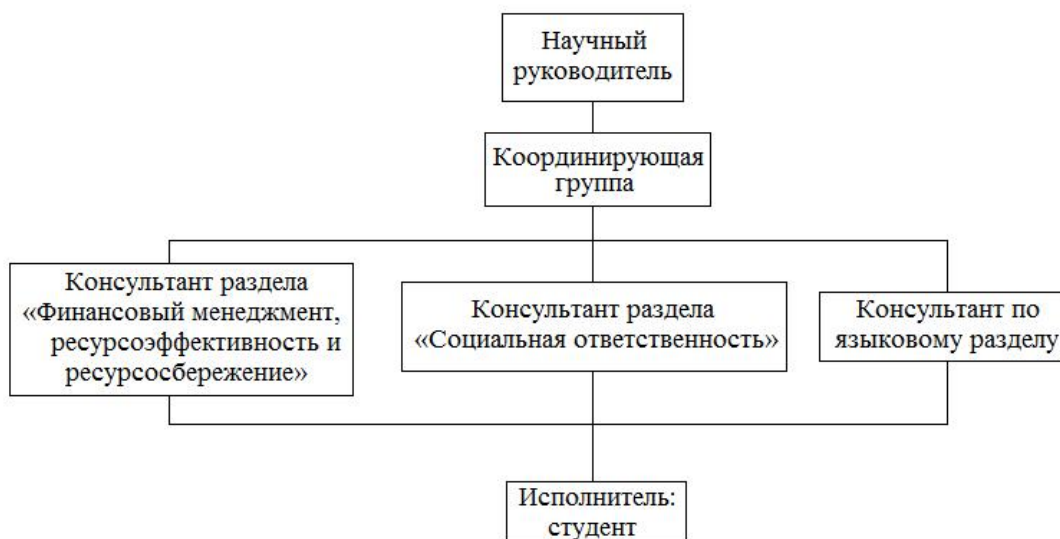


Рисунок 16 – Организационная структура научного проекта

### 3.7 Матрица ответственности

Степень ответственности каждого члена команды за принятые полномочия регламентируется матрицей ответственности. Матрица ответственности данного проекта представлена в таблице 14.

Степень участия в проекте характеризуется следующим образом:

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



Таблица 14 – Матрица ответственности

Этапы проекта	Научный руководитель	Консультант раздела «Финансовый менеджмент»	Консультант раздела «Соответственность»	Консультант по языковому разделу	Инженер
Разработка технического задания	О				
Составление и утверждение технического задания	О				
Выбор направления исследований	О				И
Подбор и изучение материалов по теме	С				И
Календарное планирование работ	О				И
Рассмотрение характеристик реактора малой мощности ВВЭР-1000					И
Подготовка данных в Excel					И
Моделирование процессов в Excel	О				И
Выполнение расчётов и анализ полученных данных	О				И
Выполнение оценки ресурсоэффективности и ресурсосбережения		С			И
Выполнение раздела по социальной ответственности			С		И
Выполнение перевода части работы на английский язык				С	И
Обобщение и оценка результатов	С				И
Составление пояснительной записки	С				И
Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	С				И
Подготовка к защите	О				И

### 3.8 Сравнительная эффективность разработки

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

Интегральный показатель финансовой эффективности научного исследования получают в ходе оценки бюджета затрат трех (или более) вариантов исполнения научного исследования. Для этого наибольший интегральный показатель реализации технической задачи принимается за базу расчета (как знаменатель), с которым соотносятся финансовые значения по всем вариантам исполнения [16].

Интегральный финансовый показатель разработки определяется как:

$$I_{\text{финр}}^{\text{исп.}i} = \frac{\Phi_{pi}}{\Phi_{\text{max}}}, \quad (16)$$

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

$\Phi_{pi}$  – стоимость  $i$ -го варианта исполнения;

$\Phi_{\text{max}}$  – максимальная стоимость исполнения научно-исследовательского проекта (в т.ч. аналоги).

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

Так как разработка имеет одно исполнение, то:

$$I_{\text{финр}}^{\text{исп}} = \frac{\Phi_p}{\Phi_{\text{max}}} = \frac{84289,07}{104000} = 0,81.$$

Для аналогов соответственно:

$$I_{\text{финр}}^{\text{исп1}} = \frac{\Phi_{p1}}{\Phi_{\text{max}}} = \frac{94000}{104000} = 0,9$$

$$I_{\text{финр}}^{\text{исп2}} = \frac{\Phi_{p2}}{\Phi_{\text{max}}} = \frac{84289,07}{84289,07} = 1.$$

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

$$I_{pi} = \sum a_i \cdot b_i, \quad (17)$$

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

$a_i$  – весовой коэффициент  $i$ -го варианта исполнения разработки;

$b_i$  – бальная оценка  $i$ -го варианта исполнения разработки, устанавливается экспертным путем по выбранной шкале оценивания.

Расчёт интегрального показателя ресурсоэффективности представлен в таблице 15.

Таблица 15 – Оценка характеристик исполнения проекта

Критерии \ Объект исследования	Весовой коэффициент параметра	Текущий проект	Аналог 1	Аналог 2
Способствует росту производительности труда потребителя	0,20	5	3	4
Удобство в эксплуатации	0,15	4	4	3
Технологичность производства	0,15	4	4	4
Энергосбережение	0,20	5	5	4
Надёжность	0,25	4	2	3
Материалоёмкость	0,05	4	3	4
Итого:	1			

$$I_{рес_p} = 5 \cdot 0,20 + 4 \cdot 0,15 + 4 \cdot 0,15 + 5 \cdot 0,20 + 4 \cdot 0,25 + 4 \cdot 0,05 = 4,40;$$

$$I_{рес_{a_1}} = 4 \cdot 0,20 + 4 \cdot 0,15 + 4 \cdot 0,15 + 3 \cdot 0,20 + 3 \cdot 0,25 + 2 \cdot 0,05 = 3,45;$$

$$I_{рес_{a_2}} = 4 \cdot 0,20 + 4 \cdot 0,15 + 3 \cdot 0,15 + 4 \cdot 0,20 + 3 \cdot 0,25 + 4 \cdot 0,05 = 3,60.$$

Интегральный показатель эффективности вариантов исполнения разработки и аналога определяется на основании интегрального показателя ресурсоэффективности и интегрального финансового показателя по формуле:

$$I_{исп.1} = \frac{I_{p-исп1}}{I_{финр}^{исп.1}}, \quad (18)$$

$$I_{исп.1}^{ai} = \frac{I_{p-исп1}}{I_{финр}^{ai}}. \quad (19)$$

Таким образом, для разработки и аналогов:

$$I_{\text{эф}_p} = \frac{4,40}{0,81} = 5,43; I_{\text{эф}_{a1}} = \frac{3,45}{0,9} = 3,83; I_{\text{эф}_{a2}} = \frac{3,60}{1} = 3,60.$$

Сравнение интегральных показателей эффективности разработки и возможных аналогов позволяет определить сравнительную эффективность проекта:

$$\Theta = \frac{I_{\text{эф}_p}}{I_{\text{эф}_{a_i}}}. \quad (20)$$

Результаты вычисления интегральных показателей представлены в таблице 16.

Таблица 16 – Сравнительная эффективность разработки

№	Показатели	Текущий проект	Аналог 1	Аналог 2
1	Интегральный финансовый показатель разработки	0,81	0,9	1
2	Интегральный показатель ресурсоэффективности разработки	4,40	3,45	3,60
3	Интегральный показатель эффективности	5,43	3,83	3,60
4	Сравнительная эффективность вариантов исполнения	1	1,42	1,51

Сравнение значений интегральных показателей эффективности позволяет понять и выбрать более эффективный вариант решения поставленной технической задачи с позиции финансовой и ресурсной эффективности, таким образом, проведенный анализ указывает на превосходство выполненной работы над имеющимися аналогами.

## **4 Социальная ответственность**

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

Охрана труда – это система законодательных, социально-экономических, организационных, технологических, гигиенических и лечебно-профилактических мероприятий и средств, обеспечивающих безопасность, сохранение здоровья и работоспособности человека в процессе труда [17].

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, инженерно-техническими работниками.

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

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

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

Производственные условия на рабочем месте характеризуются наличием опасных и вредных факторов, которые классифицируются по группам элементов: физические, химические, биологические, психофизиологические. Основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы представлены в таблице 17.

Таблица 17 – основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы

Наименование видов работ и параметров производственного процесса	ФАКТОРЫ ГОСТ 12.0.003-74 ССБТ		Нормативные документы
	Вредные	Опасные	
Работа на ПЭВМ, Кафедра ФЭУ НИ ТПУ	—	Электрический ток	ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Электробезопасность. Предельно допустимые значения напряжений прикосновения и токов.
	Воздействие радиации (ВЧ,УВЧ,СВЧ и так далее)	—	СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03 Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. «Гигиенические требования к ПЭВМ и организация работы»
	—	Пожарная безопасность	Пожаро- и взрывобезопасность промышленных объектов. ГОСТ Р12.1.004-91 ССБТ Пожарная безопасность. Общие требования

На магистранта, работающего на компьютере, воздействуют следующие факторы:

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

– психофизиологические.

Психофизиологические опасные и вредные производственные факторы, делятся на: физические перегрузки (статические, динамические) и нервно-психические перегрузки (умственное перенапряжение, монотонность труда, эмоциональные перегрузки).

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

### **4.2.1 Организационные мероприятия**

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

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

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

### **4.2.2 Технические мероприятия**

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

Оптимальное размещение предметов труда и документации в зонах досягаемости рук:

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

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

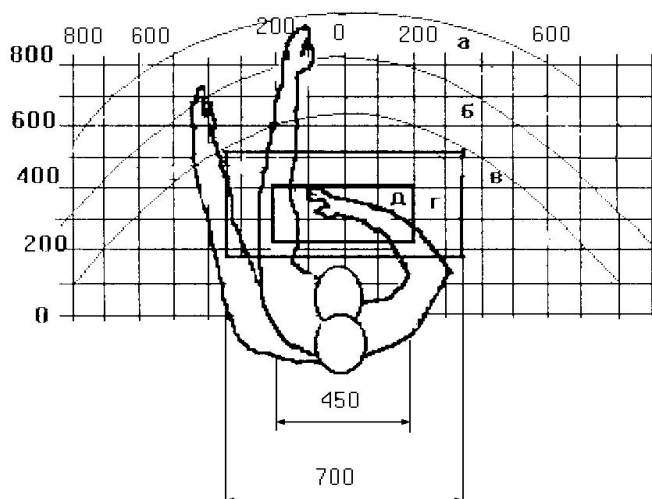


Рисунок 17 – зоны досягаемости рук в горизонтальной плоскости

а – зона максимальной досягаемости рук;

б – зона досягаемости пальцев при вытянутой руке;

в – зона легкой досягаемости ладони;

г – оптимальное пространство для грубой ручной работы;

д – оптимальное пространство для тонкой ручной работы.

При проектировании письменного стола должны быть учтены следующие требования.

Высота рабочей поверхности стола рекомендуется в пределах 680–800 мм. Высота рабочей поверхности, на которую устанавливается клавиатура, должна быть 650 мм. Рабочий стол должен быть шириной не менее 700 мм и длиной не менее 1400 мм. Должно иметься пространство для ног высотой не менее 600 мм, шириной – не менее 500 мм, глубиной на уровне колен – не менее 450 мм и на уровне вытянутых ног – не менее 650 мм.

Рабочее кресло должно быть подъёмно-поворотным и регулируемым по высоте и углам наклона сиденья и спинки, а также расстоянию спинки до



переднего края сиденья. Рекомендуется высота сиденья над уровнем пола 420 – 550 мм. Конструкция рабочего кресла должна обеспечивать: ширину и глубину поверхности сиденья не менее 400 мм; поверхность сиденья с заглублённым передним краем.

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

Должна предусматриваться возможность регулирования экрана:

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

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

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

### 4.2.3 Условия безопасной работы

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

Воздух рабочей зоны (микроклимат) производственных помещений определяют следующие параметры: температура, относительная влажность, скорость движения воздуха. Оптимальные и допустимые значения характеристик микроклимата устанавливаются в соответствии с [18] и приведены в таблице 18.

Таблица 18 – оптимальные и допустимые параметры микроклимата

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

К мероприятиям по оздоровлению воздушной среды в производственном помещении относятся: правильная организация вентиляции и кондиционирования воздуха, отопление помещений. Вентиляция может осуществляться естественным и механическим путём. В помещение должны подаваться следующие объёмы наружного воздуха: при объёме помещения до 20 м<sup>3</sup> на человека – не менее 30 м<sup>3</sup> в час на человека; при объёме 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.

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

Экран и системные блоки производят электромагнитное излучение. Основная его часть происходит от системного блока и видео-кабеля. Согласно [18] напряженность электромагнитного поля на расстоянии 50 см вокруг экрана по электрической составляющей должна быть не более:

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

Плотность магнитного потока должна быть не более:

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

Существуют следующие способы защиты от ЭМП:

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

При работе с компьютером источником ионизирующего излучения является дисплей. Под влиянием ионизирующего излучения в организме может происходить нарушение нормальной свертываемости крови, увеличение хрупкости кровеносных сосудов, снижение иммунитета и др. Доза облучения

при расстоянии до дисплея 20 см составляет 50 мкР/час. По нормам [19] конструкция ЭВМ должна обеспечивать мощность экспозиционной дозы рентгеновского излучения в любой точке на расстоянии 0,05 м от экрана не более 100 мкР/час.

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

### **4.3 Электробезопасность**

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

Оператор ЭВМ работает с электроприборами: компьютером (дисплей, системный блок и т.д.) и периферийными устройствами. Существует опасность поражения электрическим током в следующих случаях:

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

Проходя через организм, электрический ток вызывает термическое, электролитическое и биологическое действие на организм человека.

Термическое действие выражается в ожогах отдельных участков тела,

нагреве кровеносных сосудов и нервных волокон.

Электролитическое действие выражается в разложении крови и других органических жидкостей, вызывая значительные нарушения их физико-химических составов.

Биологическое действие проявляется в раздражении и возбуждении живых тканей организма, что может сопровождаться произвольным судорожным сокращением мышц, в том числе мышц сердца и легких. В результате могут возникнуть различные нарушения в организме, в том числе нарушение и даже полное прекращение деятельности органов дыхания и кровообращения.

Раздражающее действие тока на ткани может быть прямым, когда ток проходит непосредственно по этим тканям, и рефлекторным, то есть через центральную нервную систему, когда путь тока лежит вне этих органов.

Мероприятия по обеспечению электробезопасности электроустановок:

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

- вывешивание плакатов, указывающих место работы;

- заземление корпусов всех установок через нулевой провод;

- покрытие металлических поверхностей инструментов надежной изоляцией;

- недоступность токоведущих частей аппаратуры (заключение в корпуса электропоражающих элементов, заключение в корпус токоведущих частей) [19].

#### **4.4 Пожарная и взрывная безопасность**

Согласно [20], в зависимости от характеристики используемых в производстве веществ и их количества, по пожарной и взрывной опасности помещения подразделяются на категории А, Б, В, Г, Д. Так как помещение по степени пожаровзрывоопасности относится к категории В, т.е. к помещениям с твердыми сгорающими веществами, необходимо предусмотреть ряд

профилактических мероприятий.

Возможные причины загорания:

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

кабелей и т.п.

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

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

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

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

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

образования источника воспламенения — предупреждение самовозгорания веществ, ограничение огневых работ);

- обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности;

- издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации;

- соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения;

- правильное размещение оборудования;

- своевременный профилактический осмотр, ремонт и испытание оборудования.

При возникновении аварийной ситуации необходимо:

- сообщить руководству (дежурному);

- позвонить в аварийную службу или МЧС – тел. 112;

- принять меры по ликвидации аварии в соответствии с инструкцией.

## Заключение

В ходе работы проведён анализ эксплуатационных параметров и конструктивных особенностей реактора ВВЭР-1000.

Произведён расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов и определён спектр плотности потока нейтронов путём решения системы многогрупповых уравнений диффузии итерационным способом для реактора ВВЭР-1000. Получены зависимости содержания радиоактивных продуктов деления и ядерных материалов в облученном ядерном топливе от обогащения свежего топлива. Результаты расчетов показывают, что по мере увеличения степени обогащения по  $^{235}\text{U}$  больше потребляется  $^{238}\text{U}$ , так как длительность кампании ядерного топлива увеличивается.

Содержания рассмотренных нуклидов в облученном ядерном топливе не превышают следующих значений:  $^{235}\text{U}$  – 4,51% ;  $^{239}\text{Pu}$  – 1,28% ;  $^{238}\text{U}$  – 76,48% ;  $^{240}\text{Pu}$  – 0,21% ;  $^{241}\text{Pu}$  – 0,27% ;  $^{242}\text{Pu}$  – 0,05% ; ПД $^{235}\text{U}$  – 14,33% ; ПД $^{239}\text{Pu}$  – 2,86%.



## Список использованных источников

1. Афров А.М., Андрушечко С.А., Украинцев В.Ф., Васильев Б.Ю., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М., Кокосадзе Э.Л., Иванов, Е.А. ВВЭР-1000: Физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность // М.: Университетская книга, Логос, 2006. - 488 с.
2. Бартоломей Г. Г., Бать Г. А., Байбаков В.Д., Алхутов М. С. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учеб. Пособие для вузов // М.: Энергоатомиздат, 1989. - 512 с.
3. Тевлин, С.А.; Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000: учебное пособие для вузов // М.: Издательский дом МЭИ, 2008. - 358 с.
4. Зыков П.Г.; Методическое руководство к расчёту водо-водяных реакторов // изд. УГТУ-УПИ, 2008. - 59 с.
5. Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем // Учебное пособие. — Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2004.
6. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондареко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов // Тем. План 1964 г. Поз. 7 Реактор В. К. Мелешко Переплет художника А. И. Шаварба // Техн. Редактор Е. И. Мазель Корректор Л. П. Балюк // Атомиздат, Москва Центр, ул. Кирова, 18 // Ленинградск ад тип. No 6 Главполиграфпрома Государственного комитетa Совета Министров СССР по печати Ленинград, ул. Моисеенко, 10.
7. Бойко В.И., Кошелев Ф.П., Шаманин И.В., Колаков Г.Н., Селиваникова О.В. Физический расчёт ядерного реактора на тепловых нейтронах // Учебное пособие. — Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2009. - 504 с.
8. Беденко С.В., Нестеров В.Н. Основы физически деления и синтеза атомных ядер // Учебное пособия. —Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2010. - 186 с.

9. Беляев Л.А., Воробьев А.В., Гаврилов П.М., Гвоздяков Д.В., Губин В.Е. Топливо и материалы ядерной техники: учебное пособие. — Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2010. - 275 с.

10. Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем [Текст] // Известия вузов. Физика. – 2010. – Т.53 №11/2. – С. 10-14.

11. Бойко В.И., Кошелев Ф.П., Шаманин И.В., Колпаков Г.Н., Селиванникова О.В. Физический расчёт ядерного реактора на тепловых нейтронах [Текст] // учебное пособие. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета. – 2009. С. – 504.

12. Обеспечение проектного значения глубины выгорания ядерного топлива высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов работоспособностью графита [Статья] // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. - №. 2. – С. 133-142.

13. Лескин С.Т., Шелегов А.С., Слободчук В.И. Физические особенности и конструкция реактора ВВЭР-1000 [Текст] // учебное пособие. М.: НИЯУ МИФИ. – 2011. – С.116.

14. Жерин И.И., Амелина Г.Н. Химия тория, урана, плутония [Текст] // учебное пособие. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета. – 2010. – С.147.

15. Шаманин И.В., Беденко С.В., Годовых А.В. Влияние тонкой структуры резонансной области поглощения нейтронов ядрами  $^{232}\text{Th}$  и  $^{238}\text{U}$  на эффективность использования ядерного топлива [Статья] // Известия вузов. Физика. – 2012. - Т. 55 - №. 11/2 – С. 367-372.

16. Шаманин И.В., Беденко С.В., Губайдулин И.М. Внутренний блок-эффект в уран- и торийсодержащих размножающих системах [Статья] // Известия вузов. Физика. – 2013. - Т. 56 - №. 11/2. – С. 59-66.

17. Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение: учебно-методическое пособие / Н.А. Гаврикова, Л.Р.

Тухватулина, И.Г. Видяев, Г.Н. Серикова, Н.В. Шаповалова; Томский политехнический университет. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2014. – 73 с.

18. Об основах охраны труда в Российской Федерации: Федеральный закон от 17 июля 1999 №181 – ФЗ // Российская газ. – 1999.– 4 с.

19. СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы «Гигиенические требования к ПЭВМ и организации работы» [Текст]. – Москва: Российская газета, 2003. – 3 с.

20. ГОСТ 12.1.038-82. ССБТ. Электробезопасность [Текст]. – Введ. 1983-01-07. – М.: Издательство стандартов, 1988. – 5 с.

ГОСТ Р12.1.004-91. ССБТ. Пожарная безопасность. Общие требования [Текст]. – Введ. 1992-07-01. – М.: Издательство стандартов, 1988. – 68 с.

ПРИЛОЖЕНИЕ А  
(обязательное)

**Water-Water Energetic Reactor VVER-1000**

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6Б	Лю Суюкунь		

Руководитель английской части ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ ИЯТШ	Лаас Р.А.			

Консультант – лингвист Отделения иностранных языков ШБИП

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

## **Abstract**

The master's thesis includes 15 pages, 4 figures, 1 table.

Keywords: Light water reactors, Water-Water Energetic Reactor (VVER), reactor core, fuel element, fuel assembly, control rod.

The object of the study is the water-water power reactor VVER-1000.

The goal of this project is determination of the effect of the starting composition of nuclear fuel on the concentration of uranium and plutonium isotopes in the irradiated nuclear fuel of the VVER-1000 reactor.

During the research, calculations were performed to determine the neutron flux density spectrum and the effect on the neutron flux density spectrum of the nuclear fuel nuclide composition in the VVER reactor.

As a result of the study, the dependence of the content of radioactive and nuclear material in irradiated nuclear fuel on the enrichment of fresh fuel was obtained.

## **Abbreviation**

VVER: Water-Water Energetic Reactor.

PWR: Pressurized water reactor.

FE: Fuel element.

FA: Fuel assembly.

RCCA: The rod control cluster assembly.

IAEA: The International Atomic Energy Agency.

AE: Absorbing element.

SNFS: Spent nuclear fuel storehouse

NPP:Nuclear power plant.

## Content

Introduction.....	88
1 VVER-1000 reactor.....	89
1.1 The main technical data of the VVER-1000 reactor.....	91
1.2 Fuel element.....	93
1.3 Fuel assembly.....	94
1.4 Control rod reactor.....	96
Conclusions.....	98
References.....	99

## **Introduction**

The existence of proven nuclear technologies, proven economic competitiveness and technical safety make nuclear energy a favorite in providing a significant share of energy production in the coming XXI century.

The variety of signs and conditions for the existence of large-scale nuclear power determines the necessity, along with the improvement of the projects of the currently operating reactors, to search for and develop new-generation reactors. In the long term, a number of reactor types will function, taking into account the inevitability of economic factors, VVER reactors play an important role in the nuclear industry in the new century.

The structural features of VVER nuclear power units are, above all, their role in ensuring the safety of nuclear power plants. The basis of the technical safety of the nuclear power plant is the design of the reactor. It includes the design of the fuel element, the fuel assembly, the design of the entire core, the construction of the hull equipment. Technical safety of the reactor ensures normal operation of the reactor and acts as the main protective barrier.



## **1 VVER-1000 reactor**

The Water-Water Energetic Reactor (VVER), or WWER is a series of pressurised water reactor designs originally developed in the Soviet Union, and now Russia, by OKB Gidropress. Power output ranges from 70 to 1200 MWe, with designs of up to 1700 MWe in development.

The reactor vessel is made of heat-resistant alloy steel, grade 15X2HMΦA. Reactor vessel steel and welding materials were chosen on the basis of the analysis of mechanical properties, lack of susceptibility to brittle fracture, durability and irradiation stability.

The core barrel is a welded cylindrical shell with a supporting bottom and a flange to be supported on the vessel shoulder.

The perforated elliptical bottom of the core barrel, together with 163 perforated support tubes and spacing grid, makes up a structure to support and space the FAs.

Core baffle placed in the core barrel at the core level is at the distance of a structural gap from FA periphery row and serves as a displacer and a protective screen.

The core baffle is made of several massive rings that are mechanically attached to each other and to the core barrel bottom. A lot of longitudinal channels for coolant passing ensure effective cooling of the core baffle metal.

The core includes 163 fuel assemblies, identical in design, but different in fuel enrichment. The core design is developed for the generalized version of FA design (both base and the alternative) providing its operability in using several FA types.

FA design (both base TVSA and alternative TVS-2) consists of the following components: top nozzle; bundles of fuel rods (fuel rods and Gd fuel rods); bottom nozzle [1].

Figure 1 shows schematically the main elements of the VVER-1000 reactor.

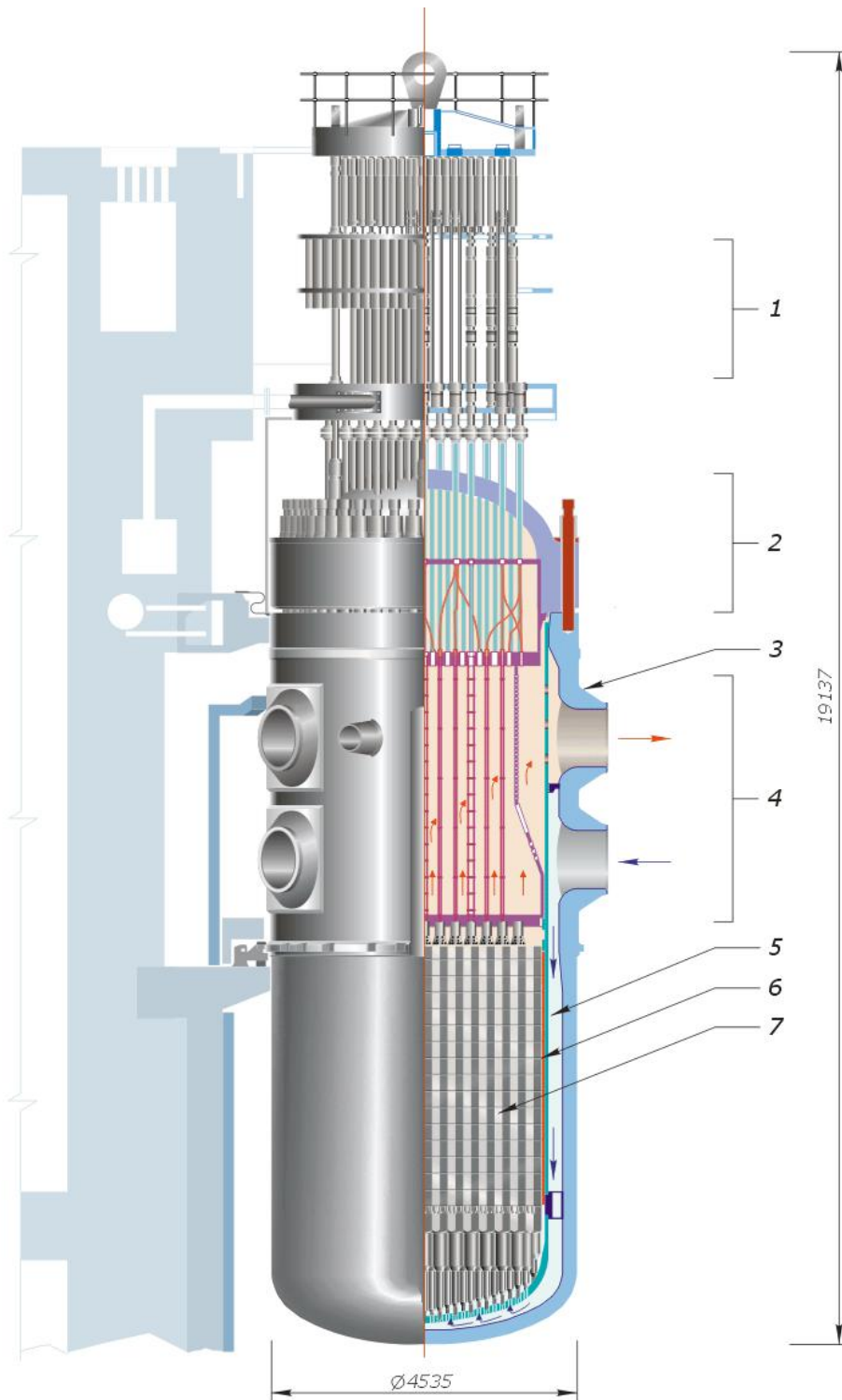


Figure 1 – VVER reactor:

1-upper unit; 2- reactor cover;

3-nuclear reactor vessel; 4- protective tube unit; 5- shaft;

6- active core;

7-fuel assemblies, control rods.

The rod control cluster assembly (RCCA) consists of 18 absorbing elements (AEs), the grip head, springs of an individual suspender.

The RCCA AE is a tube with outer diameter  $8,2 \times 10^{-3}$  m and wall thickness  $0,5 \times 10^{-3}$  m filled with absorbing material and sealed with end pieces by means of welding. Boron carbide B<sub>4</sub>C and dysprosium titanate (Dy<sub>2</sub>O<sub>3</sub> TiO<sub>2</sub>) are used as absorbing material. Dysprosium titanate in the AE lower part enables to extend RCCA service life under bmaintenance of sufficient worth of emergency protection [2].

### 1.1 The main technical data of the VVER-1000 reactor

The reactor unit of the power unit of the standard project is equipped with a serial modernized WWER-1000 nuclear reactor, which is the main part of the power unit of the NPP: chain reaction occurs and energy is generated.

The main data of the core of the VVER-1000 reactor are presented in Table 1:

Table 1 - The main technical data of the VVER-1000 reactor

Active core height, mm	3550
Out diameter of fule roads, mm	9,1
Active core volume, m <sup>3</sup>	27
Reactor thermal output, MWth	3000
Reactor operating pressure, MPa	$15,7 \pm 0,3$
Core coolant outlet temperature, °C (K)	320 (593)
Core coolant outlet temperature, °C (K)	291 (564)
Mean temperature rise across core, °C (K)	29
Fule cycle length, month	18

The VVER-1000 reactor vessel design is based on the following principles:

- proven manufacturing process and structural materials;
- complete in-shop manufacture of the vessel, tests included;
- possibility of vessel transportation by rail and by sea;
- possibility of periodic in-service inspection of the vessel.

The reactor vessel is made of heat-resistant alloy steel, grade 15X2HMΦA. Reactor vessel steel and welding materials were chosen on the basis of the analysis of mechanical properties, lack of susceptibility to brittle fracture, durability and irradiation stability [2].

The core barrel is a welded cylindrical shell with a supporting bottom and a flange to be supported on the vessel shoulder.

The perforated elliptical bottom of the core barrel, together with 163 perforated support tubes and spacing grid, makes up a structure to support and space the FAs.

Core baffle placed in the core barrel at the core level is at the distance of a structural gap from FA periphery row and serves as a displacer and a protective screen.

The core baffle is made of several massive rings that are mechanically attached to each other and to the core barrel bottom. A lot of longitudinal channels for coolant passing ensure effective cooling of the core baffle metal.

The complex of systems for refueling and nuclear fuel storage represents a set of systems, devices, components intended for storage, loading, unloading, transportation and the inspection of nuclear fuel.

The complex of systems for refueling and fuel storage provides:

- receiving, storage and incoming inspection of a fresh nuclear fuel before loading into the reactor;
- nuclear fuel reloading in the reactor core;
- storage of spent nuclear fuel in spent fuel pool of NPP reactor building;
- a long-term storage of spent nuclear fuel in the storehouse at NPP site;
- on-site transportation of nuclear fuel on NPP territory starting from receiving a special transport with fresh fuel and finishing with a long-term storage of spent nuclear fuel in SNFS (spent nuclear fuel storehouse).

The reactor coolant system is intended for production of thermal energy released as a result of the controlled nuclear fission reaction of the fuel, heat removal from the reactor core, and steam generation in steam generators using this heat.

The reactor coolant system involves: water-cooled water-moderated power reactor and four circulation loops consisting of steam generators, reactor coolant pumps and pipelines Dnom 850 as well as the pressuring system connected to one of circulation loops.

The reactor coolant system is a barrier to the release of radioactive substances from the core into the secondary circuit system and the containment volume.

## **1.2 Fuel element**

A fuel element is a cylindrical rod with stainless steel cladding. The de facto standard nuclear fuel is uranium dioxide or a mixed uranium/plutonium dioxide. This has a higher melting point than the actinide metals. Uranium dioxide resists corrosion in water and provides a stable matrix for many of the fission products; however to prevent fission products (such as the noble gases) from leaving the uranium dioxide matrix and entering the coolant, the pellets of fuel are normally encased in tubes of a corrosion-resistant metal alloy .

Those elements are then assembled into bundles to allow good handling and cooling. As the fuel fissions, the radioactive fission products are also contained by the cladding, and the entire fuel element can then be disposed of as nuclear waste when the reactor is refueled.

If, however, the cladding is damaged, those fission products (which are not immobile in the uranium dioxide matrix) can enter the reactor coolant or storage water and can be carried out of the core, into the rest of the primary cooling circuit, increasing contamination levels there.

Figure 2 shows schematically the main elements of the fuel element.

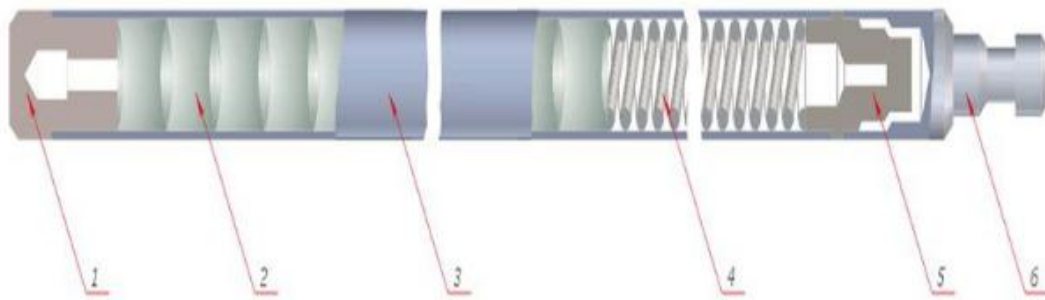


Figure 2 – fuel element VVER -1000:

- 1- top-end fixture; 2- fuel pellet; 3- fuel cladding;  
4- spring; 5- sleeve; 6- top-end fixture

The outer diameter of the fuel element is  $(9,1 \pm 0,05)$  mm, its thickness  $(0,65 \pm 0,03)$  mm, and the inner diameter is  $(7,72 \pm 0,08)$  mm. The total length of a column of tablets in TVEL is 3530 mm.

### 1.3 Fuel assembly

A fuel assembly comprises a bottom nozzle into which rods are fixed through the lattice and to finish the whole assembly it is ended by a top nozzle. There are spacing grids between these nozzles. These grids ensure an exact guiding of the fuel rods. The bottom and top nozzles are heavily constructed as they provide much of the mechanical support for the fuel assembly structure.

A fuel assemblies stand between 2,5 and 3,5 metres high, are about 30-40 cm across and weighs about half a tonne. The assemblies have vacant rod positions for control rods or in-core instrumentation. Control rods, in-core instrumentation, neutron source, or a test segment can be vertically inserted into a vacant tube called the guide thimble.

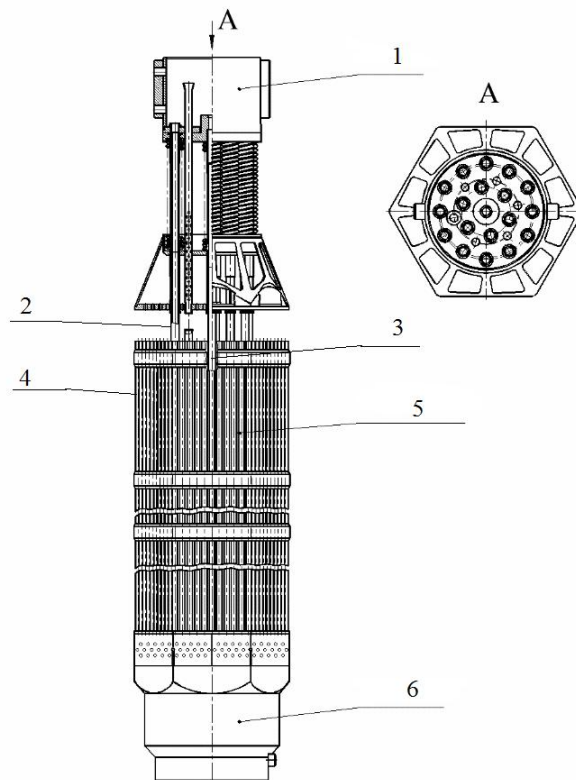


Figure 3 – fuel assembly VVER-1000:

- 1- upper and piece;
- 2- guide channels;
- 3- central tube;
- 4- fuel element;
- 5- fuel assembly bundle;
- 6- bottom and part

An 1100 MWe (3300 MWth) nuclear core may contain 157 fuel assemblies composed of over 45,000 fuel rods and some 15 million fuel pellets. Generally, a common fuel assembly contain energy for approximately 4 years of operation at full power. Once loaded, fuel stays in the core for 4 years depending on the design of the operating cycle. During these 4 years the reactor core have to be refueled. During refueling, every 12 to 18 months, some of the fuel – usually one third or one quarter of the core – is removed to spent fuel pool, while the remainder is rearranged to a location in the core better suited to its remaining level of enrichment. The removed fuel (one third or one quarter of the core, i.e. 40 assemblies) has to be replaced by a fresh fuel assemblies.

## 1.4 Control rod reactor

Control rods are used in nuclear reactors to control the fission rates of uranium and plutonium. They can absorb many neutrons without fission. Because these elements have different capture cross sections for different energetic neutrons, the composition of the control rod must be directed at the neutron spectrum design of the reactor. Boiling water reactors (BWRs), pressurized water reactors (PWRs) and heavy water reactors (HWRs) operate as thermal neutrons, while breeder reactors operate as fast neutrons.

Boron is common neutron absorber. Due to the different cross sections of  $^{10}\text{B}$  and  $^{11}\text{B}$ , materials containing boron enriched in  $^{10}\text{B}$  by isotopic separation are frequently used. The wide absorption spectrum of boron also makes it suitable as a neutron shield. The mechanical properties of boron in its elementary form are unsuitable, and therefore alloys or compounds have to be used instead.

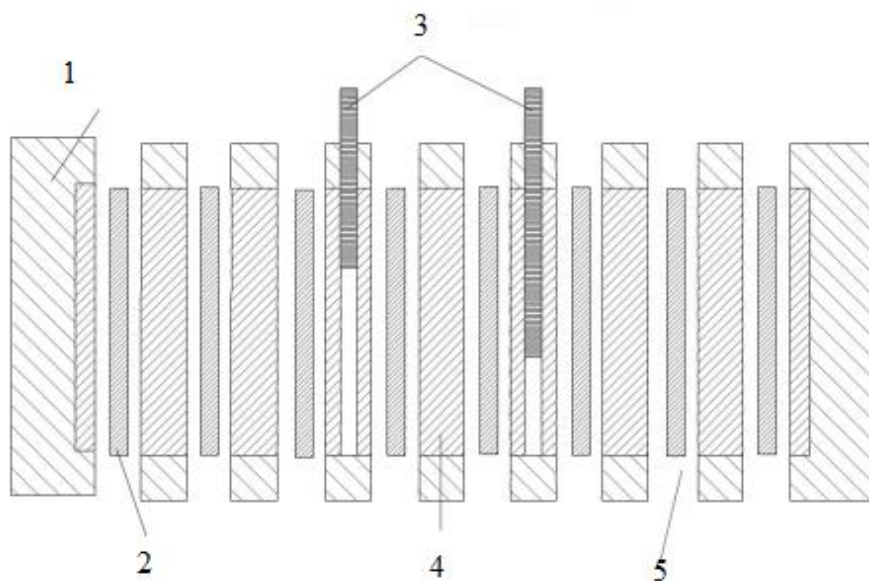


Figure 4 – Active core reactor:

- 1- reflector; 2- fuel element; 3- safety control rod and regulation control rod;
- 4- fuel element; 5- channel for moderator

Common choices are high-boron steel and boron carbide. The latter is used as a control rod material in both PWRs and BWRs.  $^{10}\text{B}/^{11}\text{B}$  separation is done



commercially with gas centrifuges over  $\text{BF}_3$ , but can also be done over  $\text{BH}_3$  from borane production or directly with an energy optimized melting centrifuge, using the heat of freshly separated boron for preheating.

In most reactor designs, as a safety measure, control rods are attached to the lifting machinery by electromagnets, rather than direct mechanical linkage. This means that in the event of power failure, or if manually invoked due to failure of the lifting machinery, the control rods fall automatically, under gravity, all the way into the pile to stop the reaction. A notable exception to this fail-safe mode of operation is the BWR, which requires hydraulic insertion in the event of an emergency shut-down, using water from a special tank under high pressure. Quickly shutting down a reactor in this way is called scrambling.

## **Conclusions**

In the course of the work, the operational parameters and design features of the VVER-1000 reactor were analyzed.

The effective neutron multiplication factor was calculated and the neutron flux density spectrum was determined by solving the system of multigroup diffusion equations by the iteration method for the VVER-1000 reactor. Dependences of the content of radioactive fission products and nuclear materials in irradiated nuclear fuel on the enrichment of fresh fuel are obtained. The results of the calculations show that as the degree of enrichment increases over  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  is consumed more, since the duration of the nuclear fuel campaign is increasing.

## References

1. Status report 93-VVER-1000 (V-466B) (VVER-1000(V-466B)), IAEA ARIS Database.
2. Prof. Valerio Giusti, Prof. Walter Ambrosini, Dott. Ing. Luigi Mercatali. Neutronic investigations of MOX and LEU fuel assemblies for VVER reactors.
3. Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, IAEA, Vienna, 2006, IAEA-TECDOC-1485. ISBN 92-0-101006-0, ISSN 1011-4289.