

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

### МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ

Тема работы
<b>Нейтронно-физические характеристики активной зоны водо-водяного энергетического реактора</b>

УДК 621.039.512:621.039.519:621.039.577

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM73	Янь Сюена		

Руководитель

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ ИЯТШ	Наймушин А.Г.	к.ф.-м.н.		

#### КОНСУЛЬТАНТЫ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН ШБИП	Меньшикова Е.В.	к.филос.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.Н..		

## Планируемые результаты обучения

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

**Министерство науки и высшего образования 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 ядерно-топливного цикла

УТВЕРЖДАЮ:

Зав. кафедрой:

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

**ЗАДАНИЕ**

**на выполнение выпускной квалификационной работы**

В форме:

Магистерской диссертации

Студенту:

Группа	ФИО
0AM73	Янь Сюена

Тема работы:

**Нейтронно-физические характеристики активной зоны водо-водяного энергетического реактора**

Утверждена приказом директора (дата, номер)

Срок сдачи студентом выполненной работы:

**ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:**

<b>Исходные данные к работе</b>	–литературные источники по конструкциям и параметрам реакторов ВВЭР-1000; –руководство по эксплуатации программы WIMSD5;
<b>Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов</b>	– моделирование тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 – определение нейтронно-физических характеристик стандартной тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 – обработка полученные результаты, проанализировать их; – сделать выводы.
<b>Перечень графического материала</b>	презентация;
<b>Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы</b>	

<b>Раздел</b>	<b>Консультант</b>
Социальная ответственность	Гоголева Татьяна Сергеевна
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Меньшикова Екатерина Валентиновна
<b>Названия разделов, которые должны быть написаны на иностранном языке:</b>	
Английский	Шайкина Ольга Игоревна

<b>Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику</b>	11.03.2019 г
---	--------------

**Задание выдал руководитель:**

<b>Должность</b>	<b>ФИО</b>	<b>Ученая степень, звание</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
Доцент каф. ОЯТЦ ИЯТШ	Наймушин А.Г	к.ф.-м.н.		

**Задание принял к исполнению студент:**

<b>Группа</b>	<b>ФИО</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
0AM73	Янь Сюена		

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

Студенту:

<b>Группа</b>	<b>ФИО</b>
0AM73	Янь Сюена

<b>Школа</b>	<b>ИЯТШ</b>	<b>Отделение</b>	<b>ОЯТЦ</b>
<b>Уровень образования</b>	Магистратура	<b>Направление/специальность</b>	14.04.02 Ядерные физика и технологии

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

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

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

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

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

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

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

**Задание выдал консультант:**

<b>Должность</b>	<b>ФИО</b>	<b>Ученая степень, звание</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
Доцент ОСГН ШБИП	Меньшикова Е.В.	Канд.Философских наук		

**Задание принял к исполнению студент:**

<b>Группа</b>	<b>ФИО</b>	<b>Подпись</b>	<b>Дата</b>
0AM73	Янь Сюена		

## ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА «СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»

Студенту:

Группа	ФИО
0AM73	Янь Сюена

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

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

1. Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:	<ul style="list-style-type: none"> <li>– действие фактора на организм человека;</li> <li>– приведение допустимых норм с необходимой размерностью (со ссылкой на соответствующий нормативно-технический документ);</li> <li>– предлагаемые средства защиты (коллективные и индивидуальные).</li> </ul>
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>

<b>Дата выдачи задания для раздела по линейному графику</b>	
---	--

### Задание выдал консультант:

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

### Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM73	Янь Сюена		

## Реферат

Данная выпускная квалификационная работа содержит 113 с, 24 рисунков, 24 таблиц, 18 источников.

Целью работы является расчет нейтронно-физических параметров активной зоны ядерного реактора с помощью WIMS-D5.

Для достижения цели решались следующие задачи:

- определение основных понятий физической теории реакторов;
- создание расчетных моделей элементарных ячеек реакторов ВВЭР-1000;
- расчет моделирование работы реакторов данных типов;

Ключевые слова: ядерный реактор, ВВЭР-1000, нейтронно-физический расчет, программный комплекс WIMSD5, коэффициент размножения.

## **Обозначения и сокращения**

ЯЭУ – ядерная энергетическая установка;

ЯР – ядерный реактор;

ВВЭР – водо–водяной энергетический реактор;

ТВС – тепловыделяющая сборка;

СУЗ – системой управления и защиты;

БЗТ – блок защитных труб;

АЭС – атомная электростанция;

## Содержание

Введение.....	12
1 Теоретическая часть.....	14
1.1 История развития атомной энергетики.....	14
1.2 Использование ядерной энергии в разных странах.....	15
1.3 Ядерный Реактор ВВЭР-1000.....	18
1.3.1 Характеристики ВВЭР-1000:.....	18
1.3.2 Тепловыделяющая сборка.....	19
1.3.3 Принцип работы.....	20
1.4 Коэффициент размножения нейтронов.....	21
1.5 Общая схема нейтронно-физического расчёта.....	25
1.6 Нейтронное уравнение переноса.....	26
1.6.1 Угловая плотность нейтронов и угловой момент.....	27
1.6.2 Плотность потока нейтронов.....	28
1.6.3 Установление уравнения переноса нейтронов.....	29
1.6.4 Граничные условия.....	33
1.7 Нейтронный замедляющий энергетический спектр.....	33
1.8 Расчеты изменения нуклидного состава.....	35
1.8.1 Уравнение расхода топлива для изотопа в топливе.....	35
1.8.2 Отравление продуктами деления.....	37
1.9 Влияние температуры реактора.....	41
2 Описание расчетной модели.....	43
3 Экспериментальная часть.....	47
3.1 Экспериментальные требования.....	47
3.2 Лабораторная программа.....	47
3.2.1 Расчет ядерной концентрации.....	47
3.2.2 Расчет радиуса эквивалентной.....	47
3.3 Расчет спектра нейтронного излучения.....	48
3.4 Расчет элементарной ячейки ядерного реактора.....	51
3.5 Расчет изменения нуклидного состава.....	53

3.6	Расчет изменения при разогреве реактора.....	56
3.7	Расчет изменения при отравлении реактора ксеноном-135.....	58
4	Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение.....	61
4.1	Потенциальные потребители результатов исследования.....	61
4.2	Анализ конкурентных технических решений с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения.....	62
4.3	SWOT-анализ.....	65
4.4	Инициация проекта.....	68
4.5	План проекта.....	69
4.6	Бюджет научно-технического исследования (НТИ).....	72
4.7	Формирование бюджета затрат исследовательского проекта.....	74
4.8	Оценка сравнительной эффективности исследования.....	76
5	Социальная ответственность.....	79
5.1	Анализ опасных и вредных производственных факторов.....	79
5.2	Разработка мероприятий по снижению уровней вредного и опасного воздействия и устранения их влияния при работе на ПЭВМ.....	81
5.2.1	Организационные мероприятия.....	81
5.2.2	Технические мероприятия.....	81
5.2.3	Условия безопасной работы.....	83
5.3	Электробезопасность.....	85
5.4	Пожарная и взрывная безопасность.....	87
	Заключение.....	90
	Список литературы.....	91
	Приложение А.....	93
	Приложение Б.....	95
	Приложение В.....	98
	Introduction.....	100
1	VVER reactor.....	101
1.1	Design.....	101
1.2	Primary cooling circuits.....	103

1.3 Secondary circuit and electrical output.....	104
1.4 Tertiary cooling circuit and district heating.....	105
1.5 Safety barriers.....	105
2 Description of calculation model.....	107
Conclusion.....	112
Reference.....	113

## Введение

Ядерная энергия, как один из самых чистых в мире источников энергии. Наличие апробированных в энергетике ядерных технологий, доказанная экономическая конкурентоспособность и наличие технологической безопасности могут обеспечить крупномасштабное производство энергии в XXI веке.

Развитие крупномасштабной ядерной энергетики определяет необходимость анализа действующих в настоящее время проектов ядерных реакторов. Принимая во внимание экономические факторы можно отметить, что реакторы ВВЭР будут играть важную роль в ядерной промышленности. Поэтому особенно важно понимать взаимосвязь между принципом работы ядерных реакторов и различными параметрами.

Когда реактор находится в устойчивом состоянии, скорость генерации нейтронов должна быть равна сумме скорости поглощения нейтронов и скорости утечки. Если этот баланс не поддерживается, число нейтронов в реакторе со временем будет меняться, и мощность реактора будет меняться. Это изменение неизбежно во время работы реактора. Например, запуск реактора, остановка, повышение или снижение мощности - все это важные операции. Расход топлива на управляющий стержень, образование ядов и ядер деления, изменения таких параметров, как температура и давление, а также аварии могут привести к изменению коэффициента увеличения массы, что приводит к изменениям мощности реактора. В свою очередь, изменения мощности приводят к изменению параметров реактора. Реальный действующий реактор всегда находится в динамическом процессе, который часто меняется, поэтому динамический процесс реактора должен быть тщательно изучен.

В данной работе была изучена физические проблемы в динамическом процессе реактора, установлена математическую модель динамической системы в соответствии с физическими законами, а также изучена устойчивость и процесс перехода системы. Была использована программа

WIMSD5, для нейтронно-физических расчетов простых и сложных ячеек. Полученные результаты использованы для анализа нейтронно-физических характеристик российского реактора ВВЭР-1000.

## 1 Теоретическая часть

### 1.1 История развития атомной энергетики

1895 Вильгельм Ронтген (Wilhelm Rontgen) обнаружил рентген.

1896 Анри Беккерель (Henri Becquerel) обнаружил излучение.

1898 Мария Кюри (Marie Curie) обнаружила радиоактивный элемент радия и назвала это явление «радиоактивным».

1905 Альберт Эйнштейн (Albert Einstein) разработал теорию, которая доказывает, что очень небольшая масса может быть преобразована в очень большую энергию— $E = mc^2$ .

1911 Эрнест Резерфорд (Ernest Rutherford) подтверждает, что ядро сосредоточено в центре атома.

1932 Джеймс Чедвик (James Chadwick) открыл нейтрон.

1938 Отто Хан (Otto Hahn) и Фриц Страссман (Fritz Strassman) обнаружили деление, процесс расщепления урана.

1942 Энрико Ферми (Enrico Fermi) провел первый в мире эксперимент по делению реактора в Чикаго, США.

1951 Первый в мире реактор для производства электроэнергии был открыт в штате Айдахо, США.

1954 Первый в мире атомный генератор был запущен в Обнинске, Россия, мощностью 5 МВт.

1956 Первая в мире промышленная атомная электростанция (мощностью 50 МВт) открылась в Колдер-Холле, Великобритания.

1957 Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) создано для содействия использованию ядерной энергии в мирных целях.

В 1896 году Беккерель открыл явление естественной радиоактивности, первое наблюдение за ядром в лаборатории в истории человечества, которое считается отправной точкой ядерной физики. С 1940-х годов ядерная физика вступила в период бурного развития. Благодаря различным научно-экспериментальным исследованиям люди имеют более глубокое понимание базовой структуры и меняющихся законов ядра. Для стабильных нуклидов и

некоторых долгоживущих радионуклидов. Основное состояние элемента и низкое состояние возбужденного состояния, накапливали более систематические экспериментальные данные и устанавливали различные ядерные модели, применяемые в различных областях, таких как промышленность, сельское хозяйство, медицина, энергетика, защита окружающей среды, население и здоровье, В таких областях, как национальная безопасность, отношения с производством и жизнью людей становятся все ближе. Наиболее распространенным применением является атомная электростанция.

## **1.2 Использование ядерной энергии в разных странах**

История атомной энергетики охватывает более полувека, за это время она превратилась в традиционную отрасль энергетики. В настоящее время в 31 стране функционируют атомные электростанции. По состоянию на начало 2017 годов в мире насчитывалось 451 силовых реакторов (исключая те, которые были закрыты в течение длительного времени) с общей мощностью 392 521 мегаватт и 60 реакторов в стадии строительства. Подавляющее большинство атомных электростанций расположено в Европе, Северной Америке, Дальневосточной Азии и бывшем Советском Союзе, в то время как в Африке их немного, в то время как в Австралии и Океании их нет.

Доля производства электроэнергии на атомных электростанциях в некоторых странах достигла высокого значения, например, в 12 странах она превышает 30%. С другой стороны, в некоторых странах доля атомной энергии в энергетическом балансе ничтожно мала, например, Китай является одним из лидеров в установленной мощности, однако, атомные электростанции обеспечивают около 3-4% электроэнергии страны. Соединенные Штаты являются мировым лидером в области установленных мощностей, но ядерная энергетика составляет лишь 20% от общего энергетического баланса страны. Мировым лидером в общем объеме

производства является Франция (вторая в установленной мощности), из которых ядерная энергетика является национальным приоритетом-72%.

Китайская Республика реализует самые амбициозные планы строительства новых атомных электростанций, а также основные планы развития атомной энергетике в Индии, России, Южной Корее и, по крайней мере, в 15 других странах по всему миру. На тройку стран приходится более половины (или 32) строящихся реакторов. В то же время в мире наблюдается противоположная тенденция, проявляющаяся в стагнации или даже отказе от ядерной энергии. Некоторые атомные электростанции были закрыты некоторыми лидерами в атомной промышленности (США, Франции, Японии) и ряде других стран. Италия стала единственной страной, которая закрыла все существующие атомные электростанции и полностью бросила ядерную энергию. Бельгия, Германия, Испания и Швейцария осуществили долгосрочную политику отказа от ядерной энергии. Азербайджан, Грузия, Литва и Казахстан отказались от атомной энергетике, главным образом в результате распада Советского Союза, который действовал в рамках единой советской электроэнергетической отрасли, которая уже действовала на территории последних двух стран. Австрия, Куба, Ливия, Северная Корея, Польша прекратили свою ядерную программу по политическим, экономическим или техническим причинам перед запуском первой атомной электростанции, хотя Польша не исключает возможности долгосрочного строительства АЭС. Ранее Армения отказалась от атомной энергетике, однако ее единственная атомная электростанция была вновь вновь введены в эксплуатацию. Нидерланды, Тайвань и Швеция планируют отказаться от ядерной энергетике, хотя до сих пор они приостановили такую деятельность. Они также имели ранее, но отказались от программы развития атомной энергии Австралии, Ганы, Греции, Дании, Ирландии, Латвии, Лихтенштейна, Люксембурга, Малайзии, Мальты, Новой Зеландии, Норвегии, Португалии и Филиппин без атомных электростанций.

Перспективы строительства новых атомных электростанций в некоторых странах также являются менее чем удовлетворительными. Корея Кори атомной электростанции в настоящее время крупнейшая в мире атомная электростанция (с учетом нового генератора мощности Ксикэ); Ранее японская атомная электростанция Касивадзаки-Карива в настоящее время приостановлена.

Таблица 1.2.1–Использование ядерной энергии в разных странах

Страна	Мощность, МВт	Выработка, ГВт*ч	Доля(2016год)	Станций	Блоков
Аргентина	1632	7677,36	5,6%	2	3
Армения	375	2194,85	31,4%	1	1
Бельгия	5913	41430,75	51,7%	2	7
Болгария	1926	15083,45	35,0%	1	2
Бразилия	1884	14970,46	2,9%	1	2
Великобритания	8918	65148,98	20,4%	7	15
Венгрия	1889	15183,01	51,3%	1	4
Германия	10779	80069,61	13,1%	7	8
Индия	6240	35006,83	3,4%	7	22
Иран	915	5923,97	2,1%	1	1
Испания	7121	56102,44	21,4%	5	7
Канада	13554	95650,19	15,6%	4	19
Китай	31384	197829,04	3,6%	13	36
Мексика	1552	10272,29	6,2%	1	2
Нидерланды	482	3749,81	3,4%	1	1
Пакистан	1005	5438,90	4,4%	3	4
Россия	26490	184054,09	17,1%	10	36
Румыния	1300	10709,67	17,3%	1	2
Словакия	1814	13733,35	54,1%	2	4
Словения	688	5431,27	35,2%	1	1
США	100351	804872,94	19,7%	60	100
Тайвань	5052	30461,09	13,7%	3	6
Украина	13107	76077,79	52,3%	4	15
Финляндия	2764	22280,10	33,7%	2	4
Франция	63130	386452,88	72,3%	19	58
Чехия	3930	22729,87	29,4%	2	6
Швейцария	3333	20303,12	34,4%	4	5
Швеция	9740	60647,40	40,0%	3	10
ЮАР	1860	15209,47	6,6%	1	2
Южная Корея	23077	154306,65	30,3%	6	25
Япония	40290	4346,48	2,2%	17	43
В мире	392521	2441331,87	10,9%	191	451

Данные в этой таблице приведены по состоянию на 01 февраля 2017 года

### **1.3 Ядерный Реактор ВВЭР-1000**

ВВЭР-1000 это ядерные реактор. Он один из серии реакторов ВВЭР.У него номинальная мощность является 1000 МВт и тепла 3000 МВт. В настоящее время (2018 октября), этот тип реактор является наиболее распространенным из его серии-37 операционных реакторов. На ВВЭР-1000 приходится 7,5% всех видов энергии кучи во всем мире. Реактор энергетический, водо-водяной, гетерогенный, корпусной, на тепловых нейтронах, с водой в качестве теплоносителя, замедлителя и отражателя нейтронов.

#### **1.3.1 Характеристики ВВЭР-1000:**

Тепловая мощность реактора: 3000 МВт

КПД: 31,7%

Давление пара перед турбиной: 60 кг/см<sup>2</sup>

Давление пара в первом контуре: 160 кг/см<sup>2</sup>

Температура воды на входе в реактор: 289°С

Температура воды на выходе из реактора: 319°С

Диаметр активной зоны: 3,12 м

Высота активной зоны: 3,50 м

Диаметр ТВЭЛа: 9,1 мм

Число ТВЭЛов в кассете (ТВС): 312

Количество кассет (ТВС): 151(109+СУЗ 42), 163

Загрузка урана: 66 т

Среднее обогащение урана: 4,26%

Среднее выгорание топлива: 48,4 МВт\*сут/кг

Таблица 1.3.1–Применение ВВЭР-1000

Модель	Страна	Энергоблок
В-187	Россия	Нововоронеж-5
В-302	Украина	Южно-Украинск-1
В-338	Украина	Южно-Украинск-2
	Россия	Калинин 1-2
В-320	Россия	Балаково 1-4
		Калинин 3-4
		Ростов 1-4
	Украина	Ровно 3-4
		Запорожье 1-6
		Хмельницкий 1-2
		Южно-Украинск-3
	Болгария	Козлодуй 5-6
	Чехия	Темелин 1-2
В-428	Китай	Тяньвань 1-2
В-428М	Китай	Тяньвань 3-4
В-412	Индия	Куданкулам 1-2
		Куданкулам 3-4
В-446	Иран	Бушер-1

### 1.3.2 Тепловыделяющая сборка

Применяющиеся на ВВЭР-1000 бесчехловые ТВС имеют шестигранную форму. Длина сборки около 4,5 м, масса — 760 кг, объём — 80 л, размер «под ключ» — 234 мм. Общее их число в активной зоне — 163. Каждая состоит из 312 твэлов и имеет 18 трубчатых каналов для входа рабочих органов СУЗ. Они находятся на 3,65 мм друг от друга и имеют интервал 12,75 мм.

Одной из важнейших характеристик топливного цикла является глубина выгорания, то есть количество и начальное соотношение горения расщепления радионуклиде  $^{235}\text{U}$ . В ВВЭР-1000 обогащения топлива 3-5%, глубина сгорания достигает 40-55 МВт · дней/кг. В дополнение к сжиганию  $^{235}\text{U}$  в реакторе, новые деления  $^{239}\text{Pu}$  образуются в результате радиационного захвата ядра  $^{238}\text{U}$ . Затем  $^{239}\text{Pu}$  также образуют  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$  ядер.

Коэффициент воспроизводства (коэффициент конверсии) ВВЭР составляет около 0,5-0,6, а максимальное количество  $^{238}\text{U}$ , которое генерирует  $^{239}\text{Pu}$ , составляет 3%. Примерный изотопный состав плутония, достигающее максимального времени сгорания топлива, составляет 60%  $^{239}\text{Pu}$ , 24%  $^{240}\text{Pu}$ , 12%  $^{241}\text{Pu}$  и 4%  $^{242}\text{Pu}$ .

Есть более чем 250 различных ядер в  $^{235}\text{U}$  продукт деления, из которых около одной четвертой являются шлаков, то есть, стабильной и долголетия нуклидов, участвующих в не-производственный захват нейтронов. При запуске реактора, концентрация увеличивается монотонно и не уменьшается после простоя. Этот процесс известен как шлак ядерного реактора, что приводит к частичной реактивности потери топлива во время тренировки. Как глубина сгорает, высшие элементы системы акта также накапливаются в ВВЭР- $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{245}\text{Cm}$ , Вк, Cf. Спонтанное деление и Альфа-распад этих элементов вносят существенный вклад в активность отработавшего топлива, хотя они и малы по объему (приблизительно 1 кг/тонна)

### 1.3.3 Принцип работы

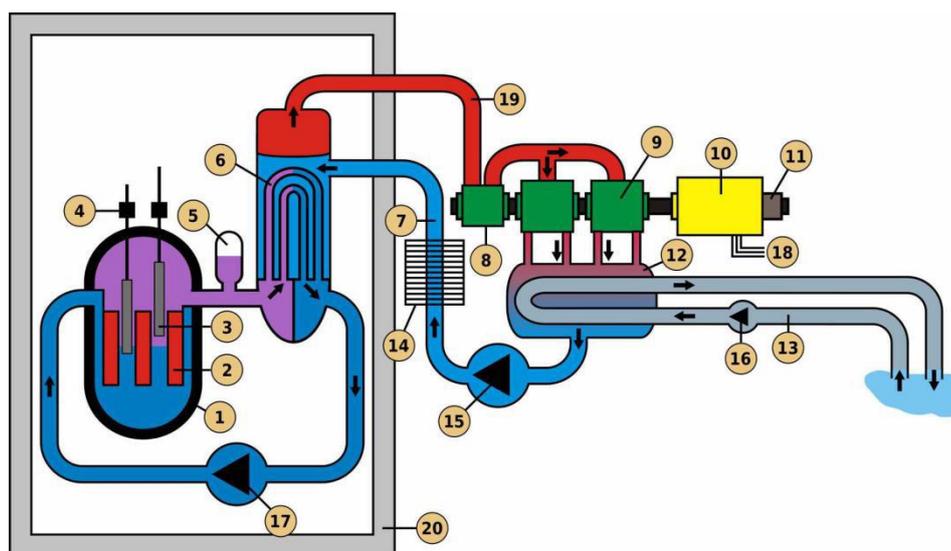


Рисунок 1.3.3–Условная схема энергоблока с водо-водяным реактором

1 — реактор, 2 — топливо, 3 — регулирующие стержни, 4 — приводы СУЗ, 5 — компенсатор давления, 6 — теплообменные трубки парогенератора,

7 — подача питательной воды в парогенератор, 8 — цилиндр высокого давления турбины, 9 — цилиндр низкого давления турбины, 10 — генератор, 11 — возбудитель, 12 — конденсатор, 13 — система охлаждения конденсаторов турбины, 14 — подогреватели, 15 — турбопитательный насос, 16 — циркуляционный насос, 17 — главный циркуляционный насос, 18 — подключение генератора к сети, 19 — подача пара на турбину, 20 — гермооболочка

Техническое решение каждого блока — это двойной цикл. Первый контур является радиоактивным и включает 300 МВт и четыре цикла ВВЭР-1000 теплоемкостей, которые насосы под давлением воды подают через основной циркуляционный насос насоса теплоносителя — 166МПа. Температура воды на входе в реактор составляет около 289 °С, а на выходе — 322 °С. Циркуляционный поток воды через реактор составляет 84,000 тонн в час. Вода нагревается в реакторе и направляется в парогенератор через четыре трубопровода. Для поддержания уровня давления и охлаждения в главном контуре используется компенсатор давления пара.

Второй нерадиоактивный контур включает выпаривание и водоснабжение, опреснение морской воды и турбины мощностью 1000 МВт. При нагревании воды во втором контуре главный теплоноситель охлаждается в парогенераторе. Насыщенный пар, полученный от парогенераторов (давление 6,4 МПа при температуре 2800°С), был поставлен в паросборные трубы и доставлен в турбоагрегаты, что позволяет вращаться генераторам. Расход пара на четыре парогенератора в каждой турбине составляет около 6000 тонн в час. Второй канал также включает первую и вторую ступени конденсатных насосов, подогреватели высокого и низкого давления, турбины для дегазации воздуха и подачи насосов.

#### **1.4 Коэффициент размножения нейтронов**

Когда нейтроны и деление реагируют на ядерное деление, ядро деления обычно расщепляется на два ядра средней массы. В то же время в среднем

будет генерироваться более двух новых нейтронов деления, а ядра внутри ядра будут высвобождаться. Ядерная энергия, при соответствующих условиях, эти нейтроны деления приведут к делению деления деления деления, поэтому продолжим, как показано:

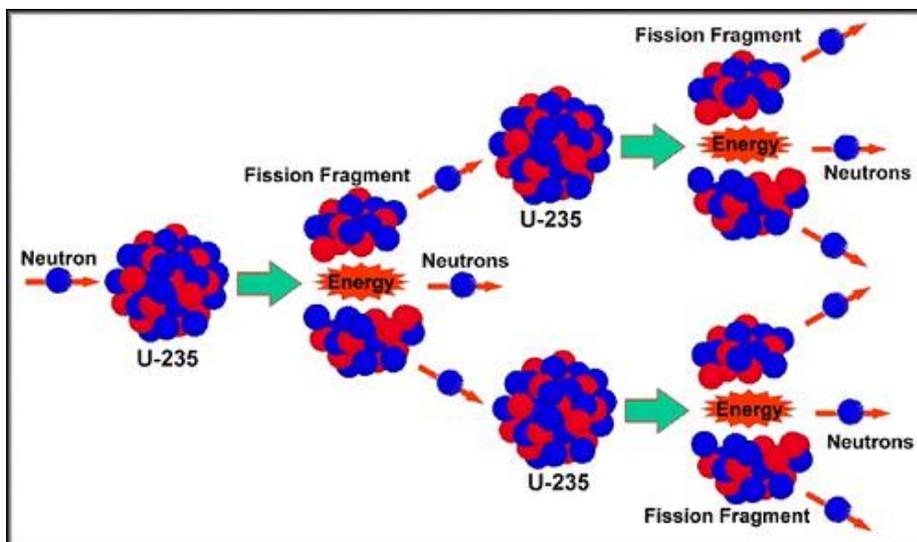


Рисунок 1.4 – цепная реакция деления

Если количество нейтронов, создаваемых на деление, больше, чем количество нейтронов, потребляемых для деления, эта реакция, которая не полагается на внешний мир для продолжения реакции деления, называется реакцией с самоподдерживающимся делением. Ядерные реакторы – это устройства, которые контролируют процессы саморазрушения цепных делений.

Условие самоподдерживающейся цепной реакции деления в реакторе выражается конечным коэффициентом добавленной стоимости  $K$ . Его определение: для данной системы число генерации нейтронов и генерация его непосредственного предшественника в отношении нейтронов:

Однако на практике удобнее определить эффективный коэффициент добавленной стоимости системы из баланса нейтронов.

Если ядро эффективного коэффициента добавленной стоимости  $K$  точно равно 1, то скорость генерации нейтронов в системе точно равна исчезновению нейтронов, процесс реакции деления цепи в стабильном состоянии, эта система стала критической системой. Если эффективный

коэффициент добавленной стоимости  $K$  меньше 1, количество нейтронов в системе непрерывно распадается и цепная реакция не является самоподдерживающейся. Такая система называется подкритической системой. Если эффективный коэффициент добавленной стоимости  $K$  больше 1, количество нейтронов в системе будет увеличиваться с течением времени. Мы называем эту систему надкритической системой.

Когда размер реактора бесконечен, коэффициент добавленной стоимости связан только с составом материала и структурой системы. Мы добавляем бесконечный коэффициент добавленной стоимости от бесконечного среднего до бесконечного значения добавленной стоимости среды, выражаемый как  $K_{\infty}$ , а скорость утечки нейтронов равна 0.  $K_{\infty}$  равно чем, скорость образования нейтронов в скорости поглощения системы нейтронов в системе.

Для реактора конечного размера потеря утечки нейтронов неизбежна. Предполагая, что вероятность нетекучести нейтрона равна  $L$ , тогда определение:  $L$  равно чем, скорость поглощения нейтрона в системе на абсорбция нейтрона в системе и скорость утечки нейтрона в системе. Тогда ограниченный размер ядра ограниченного коэффициента добавленной стоимости

$$K = K_{\infty} * L \quad (1.4.1)$$

Можно сделать вывод, что реактор поддерживает самоподдерживающиеся цепные реакции деления

$$K = K_{\infty} * L = 1 \quad (1.4.2)$$

Для обеспечения критического состояния реактора необходимо, чтобы  $K_{\infty}$  было больше 1, поэтому подходящий размер сердечника можно найти, изменив размер активной зоны реактора так, чтобы  $K$  было равно 1, что называется критическим размером. Критический размер зависит от материала и геометрии. Чтобы уменьшить потери утечки нейтронов, необходимо уменьшить отношение площади поверхности к объему реактора. Сферическая

область является наименьшей из всех геометрий того же объема, на практике реактор в основном цилиндрический по инженерным соображениям.

Коэффициент умножения быстрых нейтронов  $\varepsilon$  является средним числом нейтронов, умеренных от исходного нейтрона деления и умерших ниже пороговой энергии деления  $^{238}\text{U}$ . Поскольку около 60% нейтронной энергии в начальных нейтронах деления ниже пороговой энергии  $E_{th}$  (1,1 МэВ), некоторые из этих нейтронов могут делить, когда они взаимодействуют с  $^{238}\text{U}$ , а другая часть нейтрона, высвобождаемая делением, может привести к другому делению  $^{238}\text{U}$ . Этот процесс называется эффектом умножения быстрых нейтронов  $^{238}\text{U}$ .

Выход нейтронов на поглощение  $\eta$ : среднее число нейтронов деления, создаваемых каждым тепловым нейтроном, поглощенным топливом.

$$\eta = \frac{\Sigma_f}{\Sigma_a} \nu \quad (1.4.3)$$

где,  $\Sigma_f$ — Сечение макрочастиц теплового нейтрона

$\Sigma_a$ — Сечение макропоглощения тепловых нейтронов

$\nu$  — Каждый выход нейтронов деления

Коэффициент использования тепловых нейтронов  $f$  - это доля от общего количества тепловых нейтронов, поглощаемых топливом, которое поглощается всем материалом в ядре, включая топливо.

$$f = \frac{N_f \sigma_{a,f}}{N_f \sigma_{a,f} + N_m \sigma_{a,m} + N_c \sigma_{a,c} + N_s \sigma_{a,s}} \quad (1.4.4)$$

где,  $N_f$ —Число ядер топлива в однородной смеси

$N_m$ —Число нуклеаторов замедлителя в однородной смеси

$N_c$ —Количество ядер хладагента в гомогенной смеси

$N_s$ —Число ядер в структурном материале в однородной смеси

Вероятность преодоления вероятности резонанса  $p$ : доля нейтронов, выходящих из резонансной ловушки во время замедления.

Вероятность утечки  $L$ : произведение вероятности того, что нейтроны не будут течь во время диффузии умеренности и тепловых нейтронов.

Согласно определению эффективного коэффициента умножения, мы можем сделать:

$$K = \frac{n \varepsilon p f \eta L_s L_d}{n} = K_\infty L \quad (1.4.5)$$

Кроме того:

$$K_\infty = \varepsilon p f \eta \quad (1.4.6)$$

Вышеприведенная формула называется четырехфакторной формулой, а бесконечный коэффициент умножения является очень важным параметром в физике реакторов.

### 1.5 Общая схема нейтронно-физического расчёта

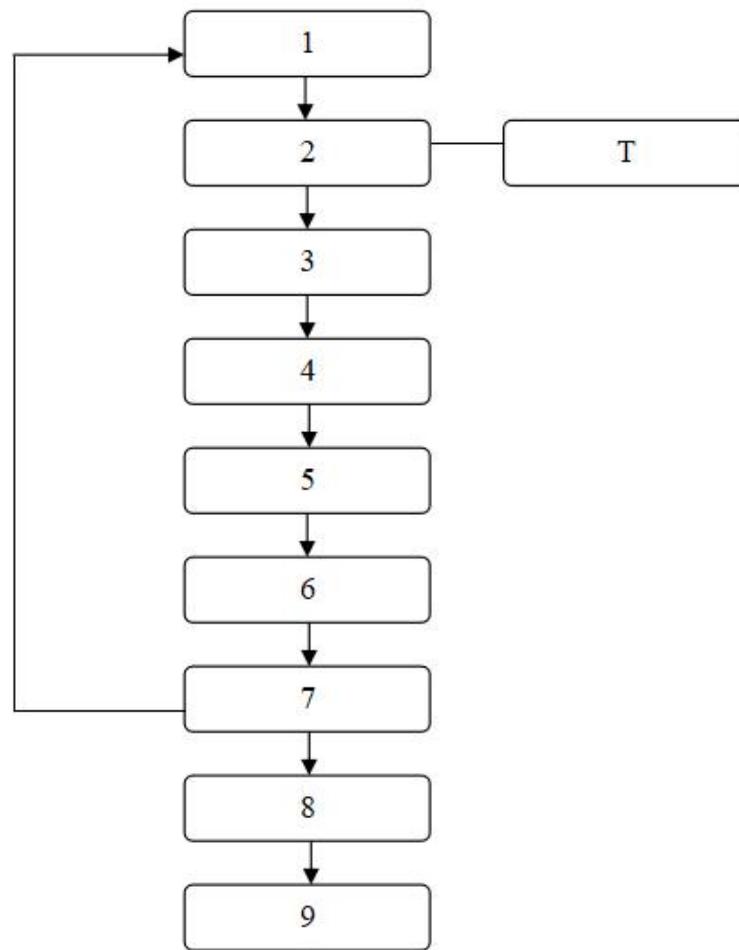


Рисунок 1.5– Структурная схема физического расчета

Физические расчеты Начиная с выбора количества зон, плотность нуклидов рассчитывается и вводится как часть системы расчета. Все это в первой части.

Затем подготавливаются константы для расчетного блока (блок 2). В этом случае используется система входных данных и групповые микроконстанты (блок T). После внесения константы клетки гомогенизируют (блок 3). После выравнивания клеток определяются спектры нейтронов и вычисляются однородные макроскопические и микроскопические константы (блок 4).

В энергетической куче форма и размер ядра выбираются перед физическими вычислениями. Эффективный коэффициент умножения для плотности потока нейтронов и пространственного распределения энергии определяется во блоке 5.

Физические условия реактора (холодное, горячее, нерафинированное, термическое непрореагировавшее, термическое отравление и т. Д.) Были рассчитаны физически. В будущем будет рассчитана эффективность системы управления (блок 6).

Расчеты нейтронной физики объединены с другими расчетами, начиная с термодинамических расчетов, где значения плотности и температуры различных материалов для ядра и отражателя лежат в расчете. Поэтому эта схема обеспечивает различные расчеты, связанные с физикой нейтронов (блок 7).

В блоке 8 вычисляется глубина выгорания топлива и определяется его нуклидный состав.

В блоке 9 процесс выполнения вычисления выполняется в виде графиков, диаграмм и т.п.

## **1.6 Нейтронное уравнение переноса**

Физические процессы внутри реактора, а также многие его ядерные и инженерные основы связаны с движением нейтронной популяции в системе и

пространственно-энергетическим распределением плотности нейтронов внутри активной зоны.

### 1.6.1 Угловая плотность нейтронов и угловой момент

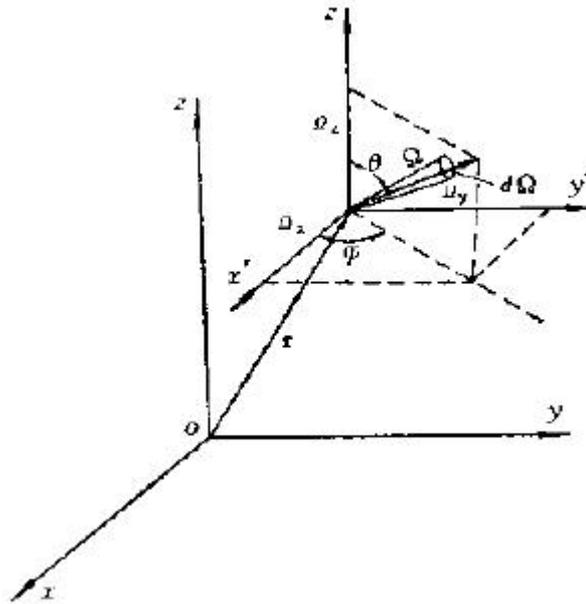


Рисунок 1.6.1 Угловая плотность нейтронов и угловой момент

Положение нейтрона в пространстве можно представить вектором  $r$ :

$$\vec{r} = x\vec{i} + y\vec{j} + z\vec{k} \quad (1.6.1.1)$$

Скорость движения нейтрона можно выразить вектором  $v$ :

$$\vec{v} = v\vec{\Omega} \quad (1.6.1.2)$$

где,  $v$  – скорость движения нейтрона;

$\vec{\Omega}$  – единичный вектор направления движения нейтрона.

Определим угловую плотность нейтронов  $n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$ , которая характеризует число нейтронов в единичном телесном угле с направлением движения  $\vec{\Omega}$  в единичном интервале энергии, равном  $E$  в единицу времени в момент времени  $t$ .

Следовательно, угловой поток нейтронов может быть определен в соответствии с угловой плотностью нейтронов как:

$$\phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) = v\vec{n}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) \quad (1.6.1.3)$$

Он характеризует число нейтронов в единичном телесном угле в единицу времени, проходящих через единичную область, перпендикулярную  $\Omega$  при  $r$ , энергии, равной  $E$  в единичном интервале энергий, и направлении движения  $\Omega$ .

### 1.6.2 Плотность потока нейтронов

Рассмотрим элемент  $dS$  малой площади в точке  $r$  и установите его единичный вектор нормали равным  $n$ . Смотрите рисунок 1.6.2 ниже.

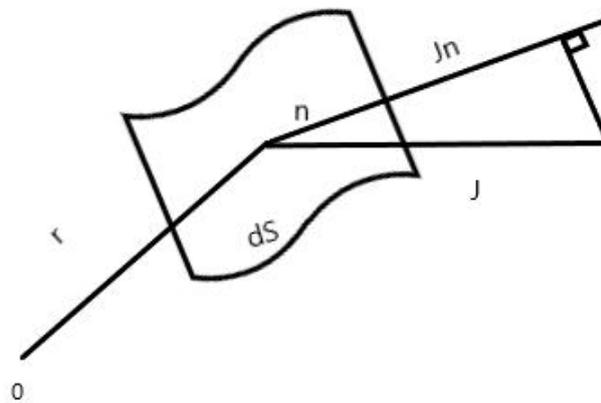


Рисунок 1.6.2 Плотность нейтронного потока

Движущиеся нейтроны непрерывно проходят через  $dS$  со всех направлений, и число нейтронов, движущихся в направлении  $\Omega$ , равно  $\bar{n}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) v |\vec{\Omega} \cdot \vec{n}| dS$ . Мы указываем, что положительная сторона  $n$  это «+», а другая сторона «-». Также предположим, что общее число нейтронов, протекающих  $x$  через  $dS$  в сторону «+» в каждом направлении со стороны «-» в секунду, равно  $J_n^+ dS$ , и наоборот  $J_n^- dS$ . Тогда есть:

$$\begin{aligned}
 J_n^+ dS &= dS \int_{(\vec{\Omega} \cdot \vec{n}) > 0} |\vec{\Omega} \cdot \vec{n}| \bar{n}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) v d\vec{\Omega} = dS \int_{(\vec{\Omega} \cdot \vec{n}) > 0} |\vec{\Omega} \cdot \vec{n}| \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega} \\
 J_n^- dS &= dS \int_{(\vec{\Omega} \cdot \vec{n}) < 0} |\vec{\Omega} \cdot \vec{n}| \bar{n}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) v d\vec{\Omega} = dS \int_{(\vec{\Omega} \cdot \vec{n}) < 0} |\vec{\Omega} \cdot \vec{n}| \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega} \quad (1.6.2.1)
 \end{aligned}$$

$J_n^+ dS$  и  $J_n^- dS$  называются плотностями нейтронного потока в положительном и отрицательном направлениях  $n$  при  $r$  соответственно. Тогда число чистых нейтронов, проходящих через  $dS$  в секунду, равно:

$$J_n(\vec{r}, E)dS = (J_n^+ + J_n^-)dS = dS \int \vec{\Omega} \cdot \vec{n} \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega} = \vec{n} \cdot \vec{J}(\vec{r}, E)dS \quad (1.6.2).$$

2)

$$J_n(\vec{r}, E) = \vec{J}(\vec{r}, E) \cdot \vec{n} \quad (1.6.2.3)$$

### 1.6.3 Установление уравнения переноса нейтронов

Обычно в реакторе плотность нейтронов намного меньше плотности ядра среды, поэтому движение нейтронов в среде является в основном результатом столкновения нейтрона и ядра среды, а столкновение директоров незначительно. Из-за движения нейтрона и его столкновения с рассеянием ядра нейтрон, который изначально имеет определенную энергию и направление движения в определенной позиции, через некоторое время появится в другой позиции в другой энергии и направлении движения. Мы говорим, что нейтроны переносятся из одного места, энергии и направления в другое, энергии и направления. Этот процесс называется процессом переноса. Для одного нейтрона он движется случайным образом внутри среды с хаотической траекторией, пока не будет поглощен или улетучится с поверхности реактора. Эта теория обращения с большим количеством нейтронов называется уравнением переноса нейтронов, также известным как уравнение переноса Больцмана.

Одним из основных принципов, используемых при изучении процесса переноса нейтронов, является сохранение количества нейтронов. В пределах определенного объема скорость изменения плотности нейтронов с течением времени равна скорости его производства минус скорость утечки и утечки.

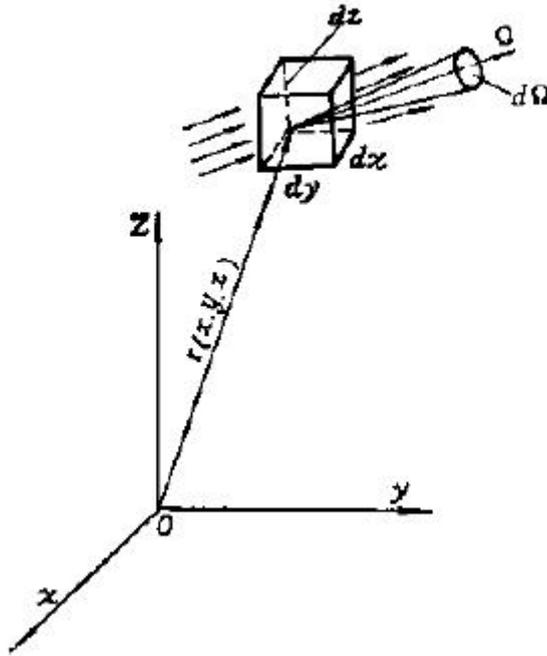


Рисунок 1.6.3 Расчет утечки нейтронов

Как показано на рисунке, в точке  $r(x, y, z)$  есть элемент объема  $dV$ , длина стороны которого равна  $dx, dy, dz$ . Рассмотрим сначала параллель плоскости  $yz$ , и площадь равна двум граням  $dydz$ . Тогда число нейтронов, проходящих через плоскость  $dydz$  в точке  $(x, y, z)$  каждую секунду и поступающих в элемент объема  $dV$ , энергию от  $E$  до  $E+dE$  и направление движения в  $d\Omega$  вблизи  $\Omega$ , равно:  $\phi(x, y, z, E, \vec{\Omega}, t) \vec{\Omega}_x dydz dE d\vec{\Omega}$

Предполагая, что  $dx$  достаточно мал, он приближается:

$$\phi(x + dx, y, z, E, \Omega, t) = \phi(x, y, z, E, \Omega, t) + \frac{\partial}{\partial x} \phi(x, y, z, E, \Omega, t) dx$$

Следовательно, чистое число нейтронов элемента объема, вытекающего из двух сторон  $dydz$  вдоль направления оси  $x$  в единицу времени, составляет:

$$\Omega_x \frac{\partial \phi}{\partial x} dx dy dz dE d\vec{\Omega}$$

Для простоты  $\phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$  обозначен как  $\phi$ . Этим же методом можно найти количество нейтронов, протекающих объемными элементами в обоих направлениях:  $y$  и  $z$ :

$$\Omega_y \frac{\partial \phi}{\partial y} dV dE d\bar{\Omega}$$

$$\Omega_z \frac{\partial \phi}{\partial z} dV dE d\bar{\Omega}$$

Тогда в единицу времени общее число нейтронов вышеупомянутых нейтронов, вытекающих из элемента объема через все поверхности, равно:

$$L = (\Omega_x \frac{\partial \phi}{\partial x} + \Omega_y \frac{\partial \phi}{\partial y} + \Omega_z \frac{\partial \phi}{\partial z}) dV dE d\bar{\Omega} = \bar{\Omega} \cdot \bar{\nabla} \phi dV dE d\bar{\Omega} \quad (1.6.2.4)$$

$$\text{где, } \bar{\nabla} = \frac{\partial}{\partial x} \vec{i} + \frac{\partial}{\partial y} \vec{j} + \frac{\partial}{\partial z} \vec{k}$$

Число нейтронов, потерянных за единицу времени фазового пространства  $dV dE d\Omega$ , обусловлено двумя причинами: нейтроны поглощаются в  $dV$ , нейтроны рассеиваются с ядрами в  $dV$ . Потому что либо упругое, либо неупругое рассеяние приведет к изменению энергии  $E$  или направления движения  $\Omega$  нейтрона и потере из примитива фазового пространства. Таким образом, число нейтронов, выходящих из примитива в единицу времени, равно:

$$\bar{R} = (\Sigma_s + \Sigma_i + \Sigma_a) \phi(\vec{r}, E, \bar{\Omega}, t) dV dE d\bar{\Omega} = \Sigma_f \phi dV dE d\bar{\Omega} \quad (1.6.2.5)$$

В примитиве есть два источника нейтронов:

– нейтрон, чья первоначальная энергия  $E'$  в объеме  $dV$  и чье направление нейтронов  $\Omega'$ , рассеивается, и энергия становится  $E$ , а направление движения становится  $\Omega$ , где число под-чисел равно:

$$I = dV dE d\bar{\Omega} \int_0^\infty dE' \int_{\Omega'} \Sigma_s(\vec{r}, E') f(\vec{r}; E' \rightarrow E, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega}) \phi(\vec{r}, E', \bar{\Omega}') d\bar{\Omega}' \quad (1.6.2.6)$$

– Общее количество нейтронов деления, генерируемых  $dV$  в единицу времени из-за нейтронов, генерируемых источником нейтронов в пределах  $dV$ , составляет:

$$\int_0^\infty dE' \int_{\Omega'} \nu(E') \Sigma_f(\vec{r}, E') \phi(\vec{r}, E', \bar{\Omega}', t) d\bar{\Omega}' dV$$

Предполагая, что нейтрон деления является изотропным,  $\chi(E)$  является его распределением энергии, и предполагая, что сила источника независимого источника нейтронов, отличного от нейтрона деления, является  $S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$ , тогда единичное время находится в пространстве  $r$  из-за источника нейтронов. Произведенная энергия  $E$ , а число нейтронов в направлении движения:

$$\begin{aligned} S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) dV dE d\vec{\Omega} = \\ = dV dE d\vec{\Omega} \left[ \frac{\chi(E)}{4\pi} \int_0^\infty dE' \int_{\vec{\Omega}} v(E') \Sigma_f(\vec{r}, E') \phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) d\vec{\Omega}' + S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) \right] \end{aligned} \quad (1.6.2.7)$$

Таким образом, скорость образования нейтронов равна:

$$\begin{aligned} Q = Q(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) dV dE d\vec{\Omega} = \\ = \left[ \int_0^\infty dE' \int_{\vec{\Omega}'} \Sigma_s(\vec{r}, E') f(\vec{r}; E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \times \phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) d\vec{\Omega}' + \right. \\ \left. + S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) \right] dV dE d\vec{\Omega} \end{aligned} \quad (1.6.2.8)$$

Скорость изменения плотности нейтронов с течением времени составляет:

$$\frac{\partial}{\partial t} n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) = \frac{1}{v} \frac{\partial}{\partial t} \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) \quad (1.6.2.9)$$

Наконец, мы сортируем с (1.6.2.1) до (1.6.2.9), чтобы получить уравнение нейтронного равновесия в фазе  $t$  в любое время:

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} + \vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \phi + \Sigma_t(\vec{r}, E) \phi = \\ = \int_0^\infty \int_{\vec{\Omega}'} \Sigma_s(\vec{r}, E') f(\vec{r}; E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) \times dE' d\vec{\Omega}' + S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) \end{aligned} \quad (1.6.2.10)$$

Замените независимую переменную  $E$  на  $u$ , пусть  $du = -dE/E$ , а затем установившееся уравнение переноса:

$$\begin{aligned} \vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \phi(\vec{r}, u, \vec{\Omega}) + \Sigma_t(\vec{r}, u) \phi(\vec{r}, u, \vec{\Omega}) = \\ = \int_0^\infty du' \int_{\vec{\Omega}'} \Sigma_s(\vec{r}, u') f(\vec{r}, u' \rightarrow u, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \phi(\vec{r}, u', \vec{\Omega}') d\vec{\Omega}' + S(\vec{r}, u, \vec{\Omega}) \end{aligned} \quad (1.6.2.11)$$

Рассматривая простой случай, когда нейтроны имеют одинаковую энергию, независимые переменные  $E$  и  $u$  в приведенном выше уравнении могут быть исключены, и уравнение упрощается как:

$$\vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) + \Sigma_t(\vec{r}) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \int_{\vec{\Omega}'} \Sigma_s(\vec{r}) f(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}') d\vec{\Omega}' + S(\vec{r}, \vec{\Omega}) \quad (1.6.2.12)$$

#### 1.6.4 Граничные условия

Граничные условия, часто встречающиеся при решении уравнения переноса нейтронов:

– в области, к которой применяется уравнение, поток нейтронов должен быть конечным и не может быть отрицательным.

– непрерывная функция  $\phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$  на границе раздела по всем направлениям  $\vec{\Omega}$  должна удовлетворяться на границе раздела двух сред.

Нестационарное состояние требует начального условия в дополнение к граничным условиям.

#### 1.7 Нейтронный замедляющий энергетический спектр

Нейтроны деления имеют достаточно высокую энергию, в среднем около 2 МэВ. Эти нейтроны испытывают непрерывные упругие и неупругие столкновения с ядром в системе, в результате чего их энергия постепенно уменьшается до средней энергии, которая вызывает следующее деление. Для реакторов на тепловых нейтронах подавляющее большинство нейтронов деления замедляется до области тепловой энергии. Процесс с помощью которого нейтроны уменьшают скорость из-за рассеивающих столкновений в этой области энергии, называется процессом замедления. Для реакторов на тепловых нейтронах процесс замедления является важным физическим процессом.

В реакторе распределение энергии нейтрона тесно связано с пространственным распределением. В стационарном состоянии поток

нейтронов имеет стабильное распределение пространственной энергии. Для точного определения пространственно-энергетического распределения потока нейтронов необходимо решить модель управления переноса нейтронов (1.6.2.12). В приближенном методе грубой оценки энергетического спектра замедления нейтронов мы аппроксимируем энергетический спектр замедления нейтронов в реакторе с более медленным энергетическим спектром бесконечной однородной среды. То есть пространственная зависимость нейтронного потока и влияние утечки полностью опущены.

Определение плотности столкновений — общее количество нейтрон-ядерных взаимодействий на единицу объема в секунду при  $r$ , на единицу энергии, обозначенное как  $F(r, E)$

$$F(r, E) = (\Sigma_a + \Sigma_s) \phi(r, E) \quad (1.7.1)$$

Определение плотности замедления — количество нейтронов, которые замедляются ниже энергии  $E$  в кубических сантиметрах в секунду при  $r$ , обозначается символом  $q(r, E)$ . Мы знаем, что энергия рассеяния нейтронов в  $E$  равна  $\Sigma_s(r, E') \phi(r, E')$  в секунду, в то время как функция рассеяния  $f(E' \rightarrow E)$  указывает, что энергия равна  $E'$ . Вероятность того, что энергия станет  $E$  после рассеяния нейтронов. Согласно определению, плотность уплотнения  $q(r, E)$  должна быть равна сумме числа нейтронов всех энергий  $E' > E$ , замедленного до уровня ниже  $E$ .

$$q(r, E) = \int_0^\infty dE' \int_0^E \Sigma_s(r, E') f(r; E' \rightarrow E) \phi(r, E') dE \quad (1.7.2)$$

Таким образом, сдерживающая плотность  $q(r, E)$  дает скорость, с которой нейтрон замедляется при  $r$  и проходит через данную энергию  $E$ .

Для бесконечно однородной среды распределение потока нейтронов не будет зависеть от пространственной координаты  $r$ , а будет зависеть только от энергии  $E$ , обозначенной  $\phi(E)$ . Из-за рассеяния нейтронов и диэлектрических ядер нейтроны рассеиваются из области энергии  $E' > E$  в область энергий  $\phi(E, E-dE)$ . Мы знаем, что число нейтронов в секунду, рассеянных до интервала  $dE$ ,

равно энергетическому интервалу  $dE'$ . Пусть  $S(E)$  – сильная функция распределения источника нейтронов, тогда в соответствии с устойчивым состоянием нейтронного равновесия сумма числа нейтронов и нейтронов источника в элементе энергии  $dE$  должна составлять каждую секунду и каждый кубический сантиметр. Равен общему количеству нейтронов, рассеянных и поглощенных этим энергетическим элементом. Таким образом, уравнение замедления нейтронов в стационарной бесконечной среде можно записать в виде:

$$\Sigma_s(E)\phi(E) = \int_E^\infty \Sigma_s(E')\phi(E')f(E' \rightarrow E)dE' + S(E) \quad (1.7.3)$$

Мы сосредоточимся на замедлении в умеренной области (1 эВ-0,1 МэВ). В этом случае нам нужно только рассмотреть изотропное s-волновое упругое рассеяние в системе центридов. Функция рассеяния может быть выражена в простом виде (1.8.4):

$$f(E' \rightarrow E) = \begin{cases} -\frac{1}{(1-a)E'} & , E < E' < E/a \\ 0 & , E' > E/a, \text{ или } E' < E \end{cases} \quad (1.7.4)$$

где,  $a = [(A-1)/(A+1)]^2$

## 1.8 Расчеты изменения нуклидного состава

### 1.8.1 Уравнение расхода топлива для изотопа в топливе

Как котлы на тепловых электростанциях потребляют большое количество химического топлива, реакторы на атомных электростанциях также потребляют определенное количество ядерного топлива – урана и плутония. По приблизительным оценкам, атомная электростанция с мощностью в 1 миллион киловатт потребляет около 3 килограммов урана-235 или плутония-239 в день.

Во время работы реактора изотопы деления в ядерном топливе непрерывно сжигаются, и конвертируемый материал (U-238, Th-232) захватывает нейтроны и затем превращает их в изотопы деления (Pu-239, U-

233). Поэтому ядерная плотность различных тяжелых изотопов в ядерном топливе будет постоянно меняться со временем работы реактора. Предполагая, что изотоп А получается в результате распада изотопа В и захвата нейтронов изотопом С, потребляемого поглощением или распадом нейтронов, уравнение для ядерной плотности изотопа А во времени можно записать в виде:

$$\frac{\partial}{\partial t} N_A(r, t) = N_C(r, t) \int_0^{\infty} \sigma_{\gamma}^c(E) \phi(r, E, t) dE + N_B(r, t) \lambda_B - N_A(r, t) \left[ \int_0^{\infty} \sigma_a^A(E) \phi(r, E, t) dE + \lambda_A \right] \quad (1.8.1.1)$$

В правой части формулы это скорость образования изотопа А из-за поглощения изотопа С нейтронов, второй это скорость производства изотопа А из-за распада изотопа В, а третий это изотоп А, вызванный поглощением нейтронов и распадом. Общая скорость исчезновения.

И нейтронный поток, и ядерная плотность являются функциями пространства и времени, поэтому уравнение (1.8.1.1) является уравнением в частных производных с переменными коэффициентами, которое трудно вычислить. В реальных расчетах используются некоторые приближения: ядро сначала делится на несколько зон, называемых зонами выгорания. Считается, что в каждой зоне выгорания нейтронный поток и ядерная плотность не зависят от пространственного местоположения и могут быть заменены их средним приближением в этой области. Это исключает аргумент  $r$ . Во-вторых, время также делится на несколько временных интервалов, каждый временной интервал называется шагом времени. На каждом временном шаге можно считать, что нейтронный поток не изменяется со временем, так что независимая переменная  $t$  может быть исключена. Наконец, используя теорию группировки для преобразования интегрального члена энергии в формуле (1.8.1.1) в накопительный член группы энергии, можно получить уравнение расхода топлива следующих общих изотопов:

$$\text{U-235: } \frac{dN_{235}}{dt} = \sum_{g=1}^G \sigma_{\gamma}^{234} \phi_g N_{234} - \sum_{g=1}^G \sigma_{\gamma}^{235} \phi_g N_{235} \quad (1.8.1.2)$$

$$\text{U-238: } \frac{dN_{238}}{dt} = -\sum_{g=1}^G \sigma_{\alpha}^{238} \phi_g N_{238} \quad (1.8.1.3)$$

$$\text{Pu-239: } \frac{dN_{240}}{dt} = \sum_{g=1}^G \sigma_{\gamma}^{240} \phi_g N_{240} - \sum_{g=1}^G \sigma_{\alpha}^{240} \phi_g N_{240} \quad (1.8.1.4)$$

$$\text{Pu-241: } \frac{dN_{241}}{dt} = \sum_{g=1}^G \sigma_{\gamma}^{240} \phi_g N_{240} - (\sum_{g=1}^G \sigma_{\alpha}^{241} \phi_g + \lambda_{241}) N_{240} \quad (1.8.1.5)$$

Где,  $N$  — представляет ядерную плотность, а  $\lambda$  — представляет собой константу распада.

### 1.8.2 Отравление продуктами деления

Когда ядерное топливо в реакторе является делением, образуется множество продуктов деления, и большинство из этих продуктов деления являются радиоактивными. После серии распадов они образуют множество изотопов. Эти изотопы имеют большое сечение поглощения тепловых нейтронов, из которых особенно важно это ксенона-135.

Схематически наиболее важные процессы, приводящие к изменениям количества накапливаемого ксенона-135, выглядят так:

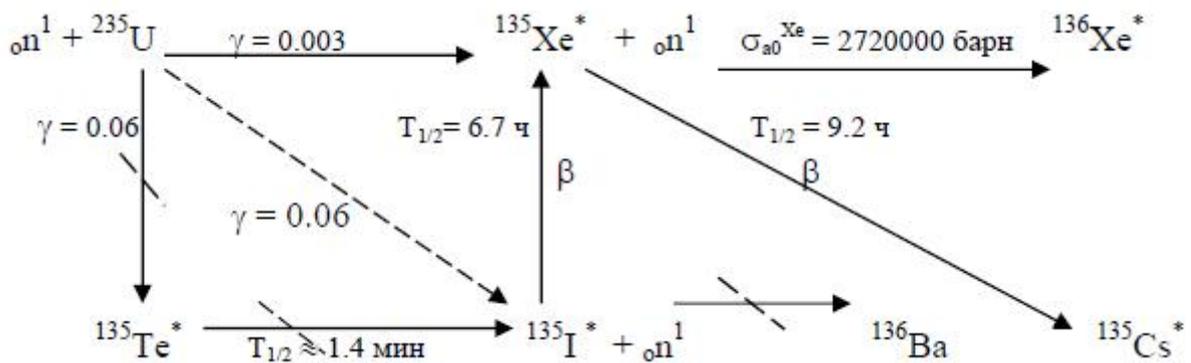


Рисунок 1.8.2.1–Схема образования и убыли йода и ксенона и её упрощение

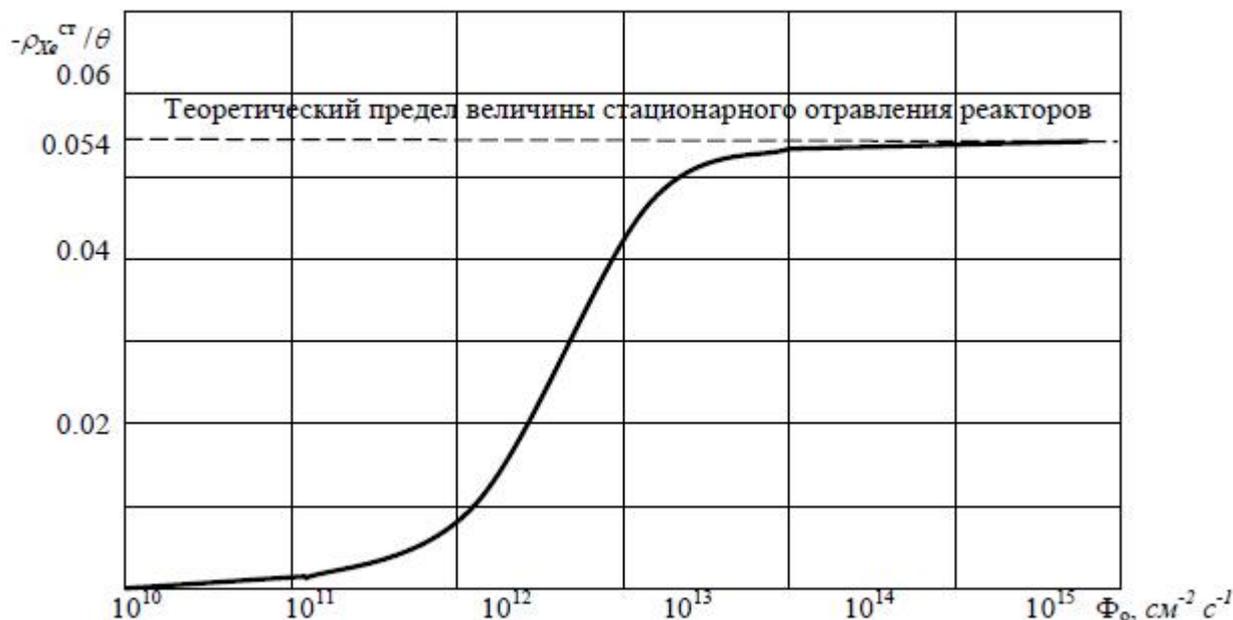


Рисунок 1.8.2.2–Качественный вид зависимости величины стационарного отравления реактора ксеноном от величины средней плотности потока тепловых нейтронов (мощности реактора) в топливе твэлов

Из рисунка мы приближаем, что Xe-135 получен из распада I-135, и уравнения для концентрации I-135 и Xe-135 со временем могут быть перечислены:

$$\begin{aligned} \frac{dN_I(t)}{dt} &= \gamma_I \Sigma_f \phi - \lambda_I N_I(t) \\ \frac{dN_{Xe}(t)}{dt} &= \gamma_{Xe} \Sigma_f \phi + \lambda_I N_I(t) - (\lambda_{Xe} + \sigma_{\alpha}^{Xe} \phi) N_{Xe}(t) \end{aligned} \quad (1.8.2.1)$$

Для новой активной зоны начальные концентрации I-135 и Xe-135 равны нулю. Если реактор запускается при  $t = 0$  и быстро достигает полной мощности, то его можно аппроксимировать при  $t = 0$ . Вспомогательный поток мгновенно достигает номинального значения и остается неизменным. Используйте уравнение (1.8.2.1) и задайте следующие начальные условия:

$$N_I(0) = N_{Xe}(0) = 0$$

Можно обнаружить, что концентрация I-135 и Xe-135 изменяется со временем после запуска реактора:

$$\begin{aligned}
N_I(t) &= \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi}{\lambda_I} [1 - \exp(-\lambda_I t)] \\
N_{Xe}(t) &= \frac{(\gamma_I + \gamma_{Xe}) \Sigma_f \phi}{\lambda_{Xe} + \sigma_\alpha^{Xe} \phi} \{1 - \exp[-(\lambda_{Xe} + \sigma_\alpha^{Xe} \phi)t]\} + \\
&+ \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi}{\sigma_\alpha^{Xe} \phi + \lambda_{Xe} - \lambda_I} \{\exp[-(\lambda_{Xe} + \sigma_\alpha^{Xe} \phi)t] - \exp(-\lambda_I t)\}
\end{aligned} \tag{1.8.2.2}$$

Можно видеть, что после запуска реактора концентрации I-135 и Хе-135 увеличиваются с увеличением времени работы. Когда  $t$  достаточно велико, экспоненциальные члены в уравнении (1.8.2.2) приближаются к нулю, и в этот момент оба изотопа достигают равновесных концентраций. То есть скорость производства ядра I-135 или Хе-135 точно равна скорости исчезновения. Используйте  $N(\infty)$ , чтобы указать их равновесную концентрацию, затем:

$$\begin{aligned}
N_I(\infty) &= \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi}{\lambda_I} \\
N_{Xe}(\infty) &= \frac{(\gamma_I + \gamma_{Xe}) \Sigma_f \phi}{\lambda_{Xe} + \sigma_\alpha^{Xe} \phi}
\end{aligned} \tag{1.8.2.3}$$

Из этого следует, что после того, как реактор проработал на постоянной мощности в течение примерно 40 часов, концентрации I-135 и Хе-135 уже близки к равновесию.

Существуют два процесса исчезновения Хе-135, а именно поглощение нейтронов и  $\beta^-$  распад. После прекращения реакции поток нейтронов уменьшается примерно до нуля, и скорость прямой генерации деления на Хе-135 также примерно равна нулю. Тем не менее, I-135 в куче продолжает распадаться на Хе-135, в то время как Хе-135 не может поглощать нейтроны и исчезает, а может исчезать только при распаде. С другой стороны, поскольку период полураспада Хе-135 больше, чем период полураспада I-135, концентрация Хе-135 увеличивается в течение периода после выключения. Однако из-за отсутствия нового I-135 после отключения концентрация I-135 будет постепенно уменьшаться с затуханием, поэтому концентрация Хе-135 не

будет увеличиваться бесконечно. Когда она достигает предельного значения, Концентрация Хе-135 постепенно снижается.

Предполагая, что реактор работал более двух дней с постоянным потоком нейтронов, в реакторе была установлена сбалансированная концентрация Хе-135, а затем он внезапно отключился. Согласно (1.8.2.1) и (1.10.2.2), запишите дифференциальное уравнение концентрации I-135 и Хе-135 во времени после выключения:

$$\begin{aligned}\frac{dN_I}{dt} &= -\lambda_I N_I \\ \frac{dN_{Xe}}{dt} &= \lambda_I N_I - \lambda_{Xe} N_{Xe}\end{aligned}\quad (1.8.2.4)$$

Пусть  $t$  будет нулевым в момент отключения, тогда начальные условия уравнений (1.8.2.4):

$$N_I(0) = N_I(\infty); \quad N_{Xe}(0) = N_{Xe}(\infty)$$

Тогда решение уравнения (1.8.2.4) имеет вид:

$$\begin{aligned}N_I(t) &= \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi_0}{\lambda_I} [1 - \exp(-\lambda_I t)] \\ N_{Xe}(t) &= \frac{(\gamma_I + \gamma_{Xe}) \Sigma_f \phi_0}{\lambda_{Xe} + \sigma_{\alpha}^{Xe} \phi_0} \exp(-\lambda_{Xe} t) + \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi_0}{\lambda_I - \lambda_{Xe}} [\exp(-\lambda_{Xe} t) - \exp(-\lambda_I t)]\end{aligned}\quad (1.8.2.5)$$

Время, необходимое для повышения концентрации Хе-135 от равновесного значения до максимального значения после отключения, выражается как  $t_{max}$ .

Для  $\frac{dN_{Xe}(t)}{dt} = 0$  чтобы получить:

$$t_{max} \approx \frac{1}{\lambda_I - \lambda_{Xe}} \ln \left[ \frac{\lambda_I}{\lambda_{Xe}} \right] \approx 11.3 \text{ час}$$

Это указывает на то, что в реакторе, работающем при высоком потоке тепловых нейтронов, максимальная концентрация энталпии возникает приблизительно через 11 часов после остановки.

## 1.9 Влияние температуры реактора

Основная функция активной зоны реактора — передавать тепловую энергию циркулирующему теплоносителю для повышения температуры. Из-за плотности материала реактора и изменения нейтронной температуры реактор обладает ядерным свойством, которое отличается от критической реакции при комнатной температуре. Предполагается, что мощность реактора увеличивается из-за увеличения эффективного коэффициента добавленной стоимости. Если увеличение температуры реакторной среды вызывает расширение, число рассеивающих ядер на единицу объема будет уменьшаться, средняя длина свободного пробега нейтрона станет больше, и произойдет утечка нейтронов. Следовательно, эффективный коэффициент добавленной стоимости автоматически уменьшается.

Определите температурный коэффициент  $a$ , который характеризует эффективную скорость изменения или относительную скорость изменения реакционной способности в зависимости от температуры:

$$\frac{1}{k} \cdot \frac{dk}{dT} = a \quad (1.9.1)$$

Пакет, имеющий большой коэффициент теплового расширения, имеет большое значение температурного коэффициента. Скорость поглощения, скорость рассеяния и скорость деления на единицу объема, выраженная макроскопическим сечением  $\Sigma = N\sigma$ , пропорциональны количеству  $N$  ядер на единицу объема. Коэффициент объемного расширения  $a_T$  в однородной среде задается следующим образом:

$$\frac{1}{V} \cdot \frac{dV}{dT} = a_T \quad (1.9.2)$$

Изменения температуры приведут к уменьшению массовой плотности ядра следующим образом:

$$\frac{1}{N} \cdot \frac{dN}{dT} = -\frac{1}{V} \cdot \frac{dV}{dT} = -a_T \quad (1.9.3)$$

Таким образом, температурный коэффициент, вызванный только изменением плотности, составляет:

$$a = -\frac{4}{3}a_T \left( B^2\tau + \frac{B^2L^2}{1+B^2L^2} \right) \quad (1.9.4)$$

## 2 Описание расчетной модели

WIMS (The Winfrith Improved Multigroup Scheme) это программа, как и большинство расчетных программ для расчета ядерного реактора, написана на языке ФОРТРАН, использована методом Монте-Карло. Исходные данные записываются в виде одного файла с произвольным именем. Программа WIMS была передана в Россию в конце 1977 г, а в сентябре 1990 г. она была адаптирована для персональных компьютеров.

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

Программа проста и удобна в использовании, пользователям нужно только ввести форму аккумулятора и основные материалы. Позволяет пользователю выбирать каждый этап расчета физической модели.

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

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

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

Расчет пространственной энергетической распределительной проблемы плотности нейтронного потока осуществляется в два этапа. На первом этапе реальный исходный блок преобразуется в упрощенный четырехзонный (топливо-оболочка-теплоноситель-замедлитель), который примерно такого же размера, как и реальная единица.

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

–рассчитывается детальный спектр в 69 группах в каждой из зон, типичной для ячейки: в топливе, оболочке, теплоносителе и замедлителе;

–осуществляется свертка сечений к заданному малогрупповому приближению, в котором рассчитываются детальные пространственные распределения нейтронов по ячейке;

–проводится модификация полученного решения с учетом утечки;

–малогрупповые потоки разворачиваются в 69-групповое представление и рассчитываются скорости реакции для заданных изотопов.

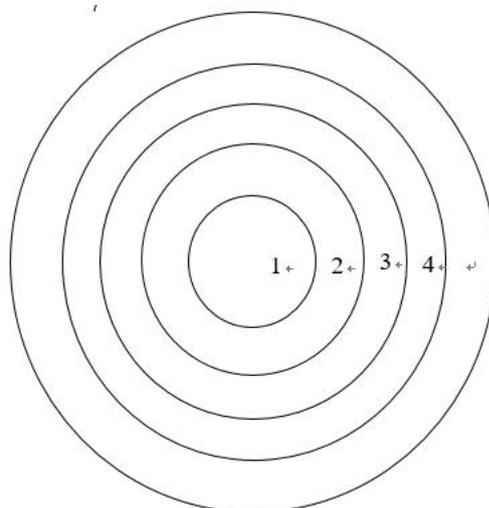


Рисунок 2.1 – Ячейка упрощенной геометрии

На первом этапе примитивные клетки преобразуются в три или четыре зоны (то есть клетки, упрощающие геометрию). В цилиндрической геометрии ячейка содержит три или четыре concentric области с названием состояния: «топливо»(1), «оболочка»(2), «теплоноситель»(3) и «замедлитель»(4), и два последних региона объединены в один. Разделите блок источника на зоны, где пользователь может включить элементы ячейки в ту или другую зону.

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

$$\Sigma_n^i V_n \Phi_n^i = \sum_{l=1}^L P_{ln}^i V_n (\Sigma_{sl}^{ii} \Phi_l^i + S_l^i), \quad (2.1)$$

где  $\Sigma_n^i$ , – полное групповое сечение в зоне, а,  $\Sigma_{sl}^{ii}$  – сечение рассеяния в зоне 1,  $V_n$ , –объем зоны n,  $\Phi_n^i$  – средний поток в зоне n,  $S_l^i$  – средняя величина источника в зоне l (она включает вклады и от рассеяния, и от деления),  $P_{ln}^i$  – вероятность нейтрону, возникшему в зоне l от этого источника, испытать следующее столкновение в зоне,  $L$  – число зон в ячейке. Выражение для источника:

$$S_l^i = \sum_{j \neq i} \Sigma_{sl}^{ji} \Phi_l^j + \frac{\chi^j}{k} \sum_j (v\Sigma_f)_l^j \Phi_l^j, \quad (2.2)$$

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

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

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

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

$$\Phi_n^I = \sum_{i \in I} \Phi_n^i \sum_{kn}^{II} = \sum_{j \in J} \sum_{i \in I} \frac{\Sigma_{kn}^{ji} \Phi_n^j}{\Phi_n^i}, \quad \Sigma_{an}^I = \sum_{i \in J} \frac{\Sigma_{kn}^i \Phi_n^i}{\Phi_n^i}. \quad (2.3)$$

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

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

30H.

### 3 Экспериментальная часть

#### 3.1 Экспериментальные требования

Для задачи материал топлива –  $UO_2$ .

Плотность топлива –  $10,2 \text{ г/см}^3$

Температура топлива –  $300 \text{ К}$

Обогащение по урану-235 –  $5\%$

Диаметр топл. Таблетки – внешний  $0,76 \text{ см}$  и – внутренний  $0,14 \text{ см}$

Диаметр оболочки твэла –  $0,91 \text{ см}$

Теплоноситель-замедлитель  $H_2O$  с давлением –  $15 \text{ Мпа}$ , внешним диаметром ячейки  $1,0 \text{ см}$  и температурой  $300 \text{ }^\circ\text{C}$

Мощность реактора –  $3000 \text{ МВт}$

Шаг расстановки твэлов –  $1,386 \text{ см}$

Решетка твэлов – треугольник.

#### 3.2 Лабораторная программа

##### 3.2.1 Расчет ядерной концентрации

Обогащение по урану-235 -  $5\%$ , по урану-238 –  $95\%$ .

$$\begin{aligned} A &= A(U - 235) * 5\% + A(U - 238) * 95\% + 2 * A(O) \\ &= 235 * 5\% + 238 * 95\% + 2 * 16 = 269.85 \end{aligned}$$

$$N = \frac{N_A * \rho}{A} = \frac{0.6023 * 10.2}{269.85} = 0.0227662$$

$$N(U - 235) = N * 5\% = 0.00113831$$

$$N(U - 238) = N * 95\% = 0.2162789$$

$$N(O) = 2 * N = 0.04553241$$

##### 3.2.2 Расчет радиуса эквивалентной

$$S_{\text{треуг}} = \frac{\sqrt{3}}{2} d^2 = \frac{\sqrt{3}}{2} * 1.386^2 = 1.6636 \text{ см}$$

$$R_{\text{экв}} = \sqrt{S / \pi} = \sqrt{1.6636 / 3.14} = 0.7277 \text{ см}$$

### 3.3 Расчет спектра нейтронного излучения

Лабораторная программа написана на приложении А.

На рисунке 3.3.1, это зависимость параметр  $k_{\infty}$  от радиуса элементарной ячейки.

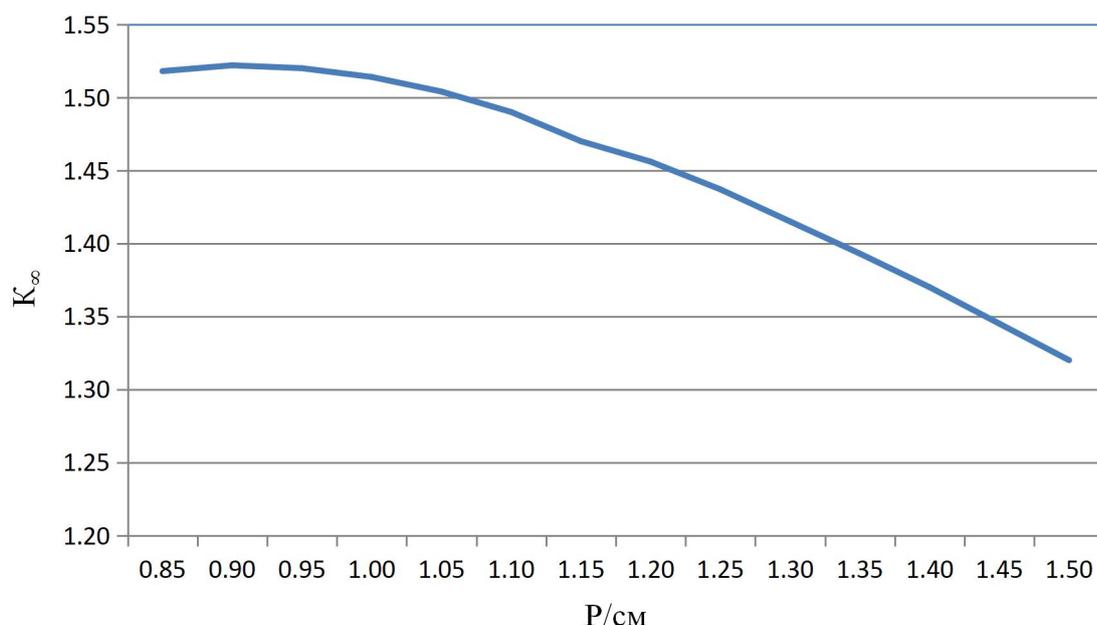


Рисунок 3.3.1 – Зависимость  $k_{\infty}$  от радиуса элементарной ячейки

Из рисунка видно, что значение  $k_{\infty}$  имеет максимальное значение в радиусе 0,9 см.

$k_{\infty}$  — отношение скорости образования нейтронов к скорости поглощения нейтронов в системе. Поскольку радиус элементарной ячейки увеличивается, поглощается все больше и больше нейтронов. Рассмотрим касательную к кривой. Когда наклон касательной линии больше 0, общая производительность системы возрастает как нейтрон. Наклон касательной линии в радиусе 0,9 равен нулю. В это время производство и поглощение нейтронов достигают баланса, и радиус продолжает увеличиваться. Менее 0, общая производительность системы - сокращение нейтронов.

Нейтроны увеличивают число нейтронов, которые приведут к накоплению системы, что приведет к трудностям в обработке и материальным отходам. Нейтроны уменьшают количество нейтронов, что приведет к спонтанной реакции цепи, поэтому мы должны попытаться сохранить систему в производстве нейтронов и Абсорбционный баланс.

На рисунке 3.3.2 и 3.3.3, это зависимость спектра нейтронов в топливе и в замедлителе от энергии нейтронов для разных радиусов ячейки

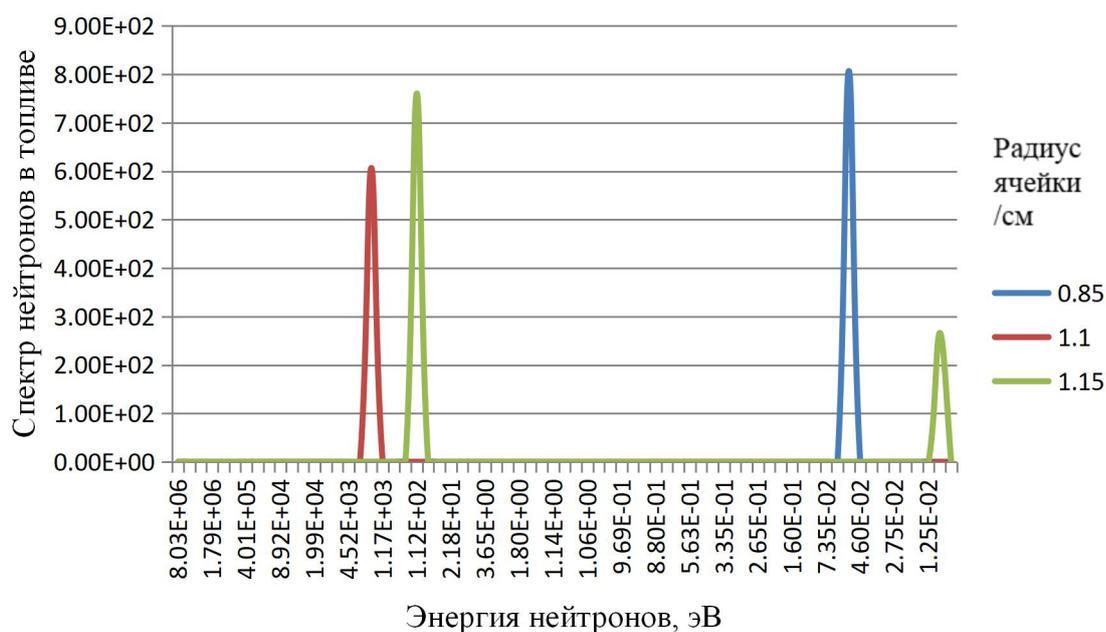


Рисунок 3.3.2 – Зависимость спектра нейтронов в топливе от энергии нейтронов для разных радиусов ячейки

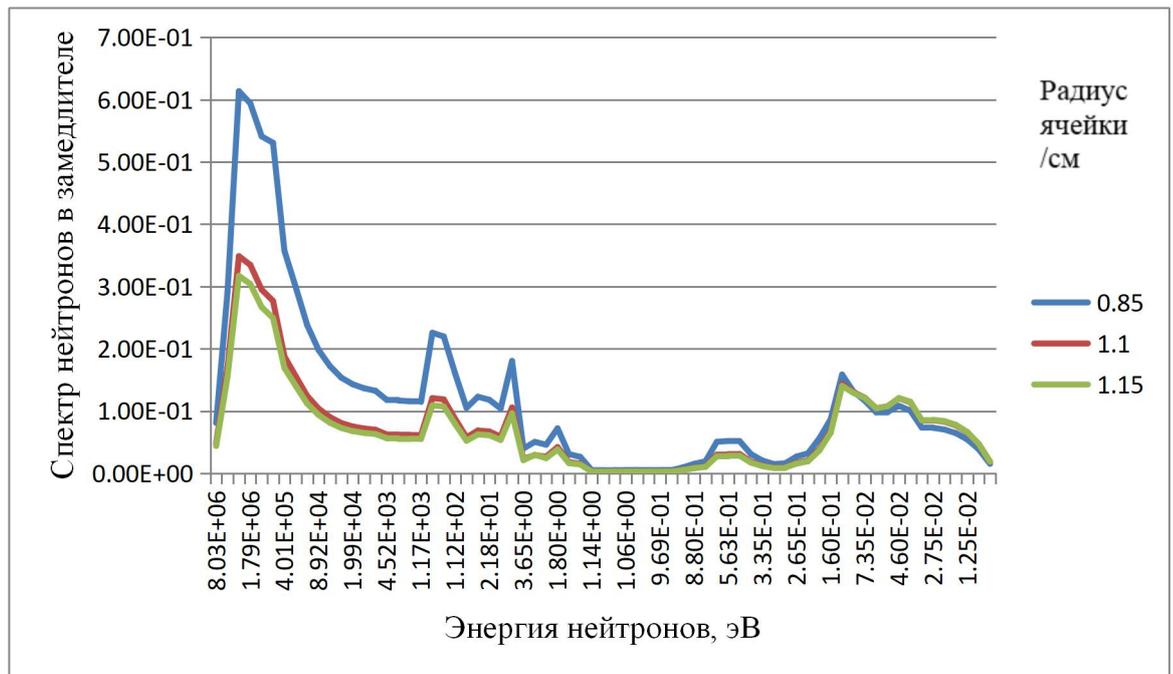


Рисунок 3.3.3 – Зависимость спектра нейтронов в замедлителе от энергии нейтронов для разных радиусов ячейки

Как видно на рисунке, когда радиус ячейки составляет 0,85 см, наблюдается значительный резонансный пик поглощения в топливе при 0,05 эВ. Когда радиус ячейки составляет 1,1 см, наблюдается значительный резонансный пик поглощения в топливе при 2000 эВ. Когда радиус ячейки составлял 1,15 см, наблюдались два отчетливых резонансных пика поглощения при 0,012 эВ и 112 эВ. Эти пики соответствуют распределению Максвелла.

В замедлителе наблюдается значительный резонансный пик поглощения. Когда энергия нейтрона выше 1 эВ, пик с радиусом 0,85 см является более выраженным. Когда энергия нейтронов меньше 1 эВ, разница между резонансными пиками 0,85см, 1,1см и 1,15 см не очевидна.

### 3.4 Расчет элементарной ячейки ядерного реактора

Таблица 3.4.1– Экспериментальные данные

№ вар.	Внешний радиус ячейки, см	Толщина окружающего ТВЭЛ слоя воды, см	Водно-топливное отношение	$K_{inf}$	Реактивность, %
21	0,75	0,295	1,8	1,487	32,75
32	0,85	0,395	1,8	1,520	34,21
43	0,90	0,445	1,8	1,525	34,40
54	0,95	0,495	1,8	1,523	34,34
65	1,00	0,545	1,8	1,517	34,08
76	1,10	0,645	1,8	1,494	33,06
87	1,20	0,745	1,8	1,462	31,60

На рисунке 3.4.1, это зависимость реактивности от внешнего радиуса ячейки и установочные кривые.

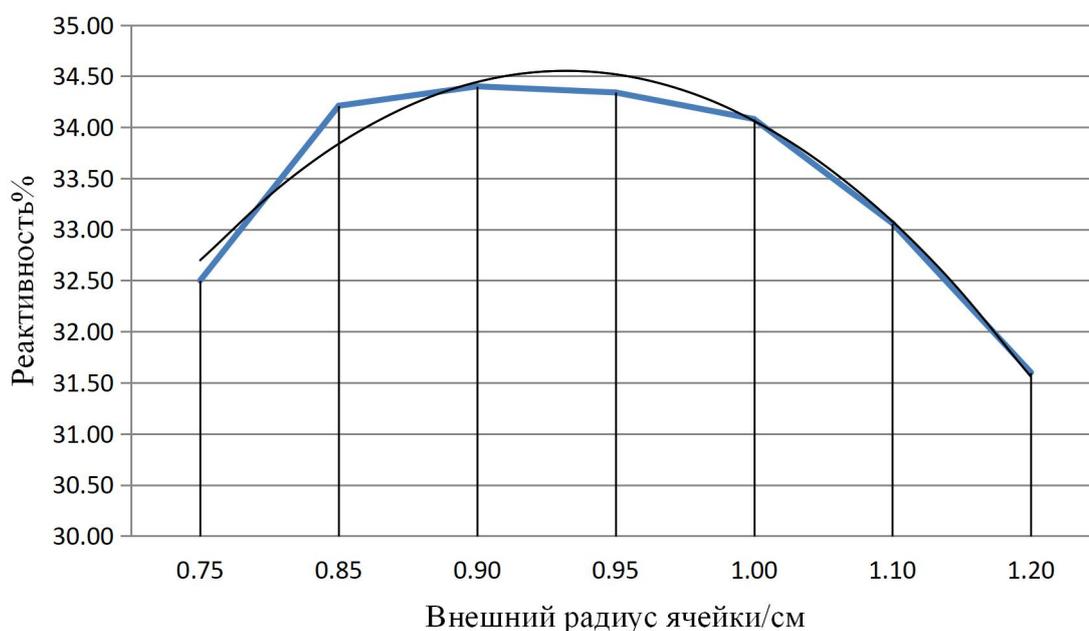


Рисунок 3.4.1 – Зависимость реактивности от внешнего радиуса ячейки и установочные кривые.

Как видно из рисунка, радиус составляет 0,91 см, когда оптимальный размер ячейки.

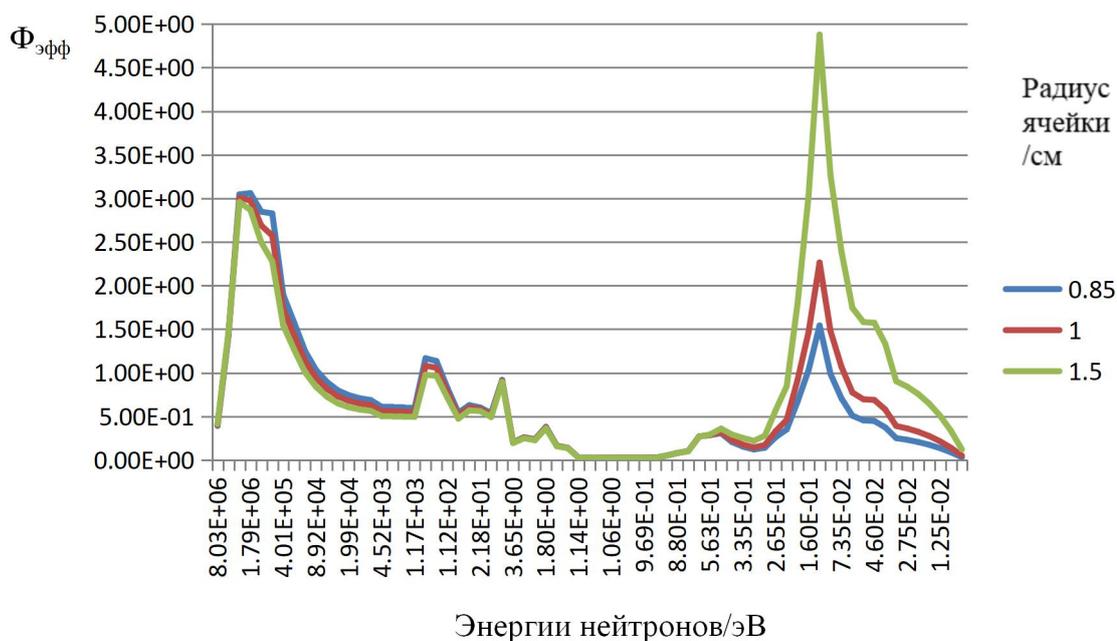


Рисунок 3.4.2 – Зависимость распределений плотности от энергии нейтронов для разных радиусов ячейки.

Как видно из приведенного выше рисунка, существует пик плотности потока в диапазоне тепловых нейтронов и быстрых нейтронов. В области тепловых нейтронов чем больше радиус ячейки, тем больше плотность нейтронного потока, а в диапазоне быстрых нейтронов, чем больше радиус ячейки, тем меньше плотность потока нейтронов. Таким образом, плотность потока нейтронов изменяется в зависимости от энергии нейтронов.

### 3.5 Расчет изменения нуклидного состава

Лабораторная программа написана на приложении Б.

Таблица 3.5 – Результат работы

Время работы, сут	Выгорание топлива, МВт*сут/т U	$\rho_{U-235}$ , *10 <sup>24</sup> ядер/см <sup>3</sup>	$\rho_{U-238}$ , *10 <sup>24</sup> ядер/см <sup>3</sup>	$\rho_{Pu-239}$ , *10 <sup>24</sup> ядер/см <sup>3</sup>	$\rho_{Pu-241}$ , *10 <sup>24</sup> ядер/см <sup>3</sup>	Выгорание топлива, (U-235) %	$k_{\infty}$
2	202.01	4.98E-04	9.48E-03	7.12E-08	2.38E-13	4.93	1.47
10	202.02	4.94E-04	9.48E-03	1.00E-06	5.07E-11	4.89	1.43
20	202.05	4.89E-04	9.48E-03	2.44E-06	4.92E-10	4.85	1.42
50	202.10	4.75E-04	9.47E-03	6.62E-06	8.65E-09	4.71	1.41
100	202.23	4.53E-04	9.46E-03	1.30E-05	6.69E-08	4.48	1.40
200	202.45	4.10E-04	9.45E-03	2.36E-05	4.46E-07	4.06	1.38
300	202.85	3.70E-04	9.43E-03	3.22E-05	1.20E-06	3.66	1.34
400	203.21	3.32E-04	9.41E-03	3.90E-05	2.26E-06	3.29	1.31
500	203.56	2.96E-04	9.39E-03	4.43E-05	3.51E-06	2.93	1.27
600	203.90	2.63E-04	9.37E-03	4.85E-05	4.88E-06	2.60	1.24
700	204.24	2.31E-04	9.35E-03	5.16E-05	6.28E-06	2.29	1.21
800	204.57	2.02E-04	9.33E-03	5.38E-05	7.66E-06	2.00	1.18
900	204.91	1.75E-04	9.31E-03	5.53E-05	8.96E-06	1.73	1.14
1000	205.25	1.50E-04	9.28E-03	5.62E-05	1.01E-05	1.49	1.11
1200	205.59	1.08E-04	9.23E-03	5.68E-05	1.23E-05	1.07	1.08
1400	206.28	7.37E-05	9.18E-03	5.62E-05	1.37E-05	0.73	1.02

На таблицы 3.5 видим что, со временем, выгорание топлива  $\rho_{Pu-239}$   $\rho_{Pu-241}$  увеличивается,  $\rho_{U-235}$   $\rho_{U-238}$  уменьшается, и  $k_{\infty}$  тоже уменьшается.

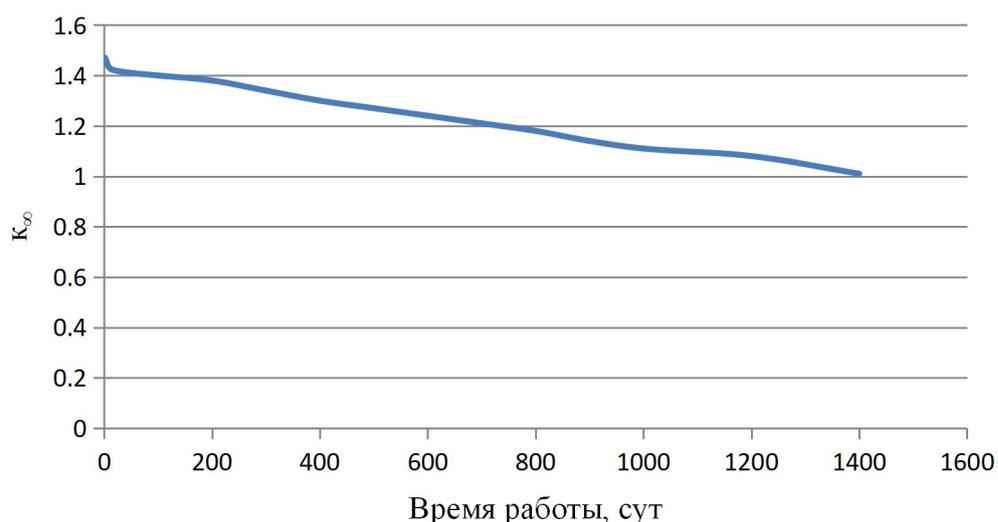


Рисунок 3.5.1 –Зависимость  $k_{\infty}$  от времени работы

$k_{\infty}$  —отношение скорости образования нейтронов к скорости поглощения нейтронов в системе. На рисунке 2.3.1 видим что,  $k_{\infty}$  вероятно

линейно уменьшается со временем. То есть с потерей топлива образуется меньше и меньше нейтронов.

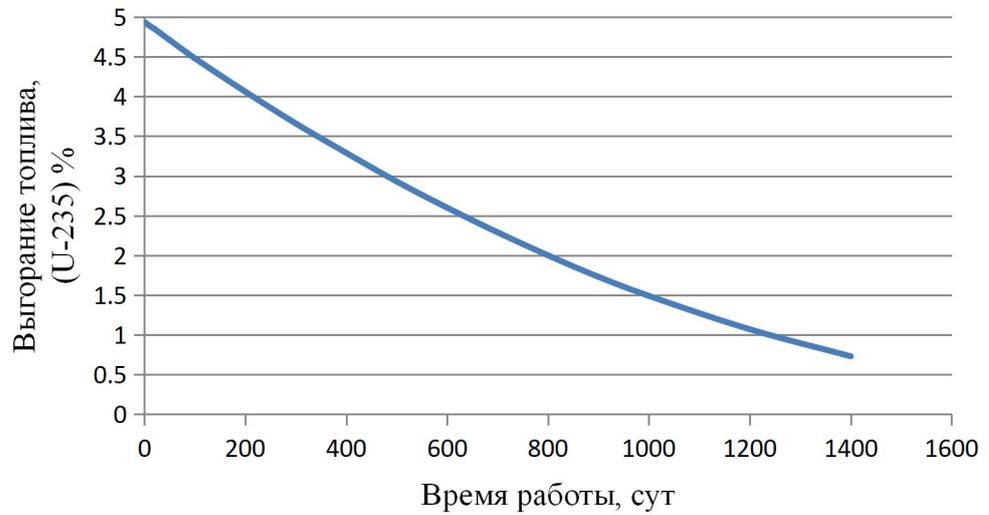


Рисунок 3.5.2 –Зависимость выгорания топлива от времени работы

Как видно на рисунке 3.5.2, выгорание топлива вероятно линейно уменьшается со временем.

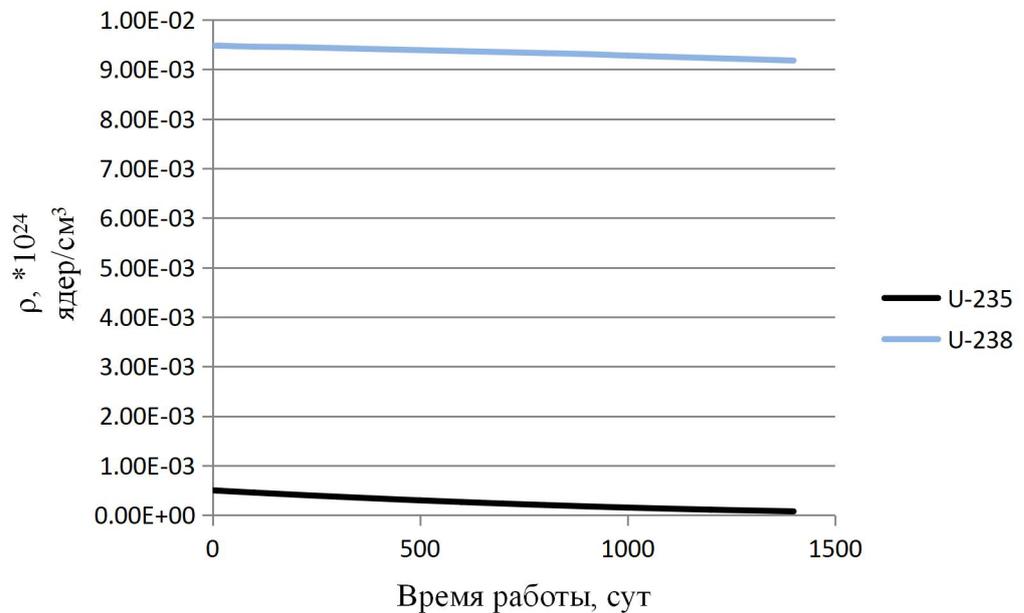


Рисунок 3.5.3 –Зависимость концентрации U-235 и U-238 от времени работы

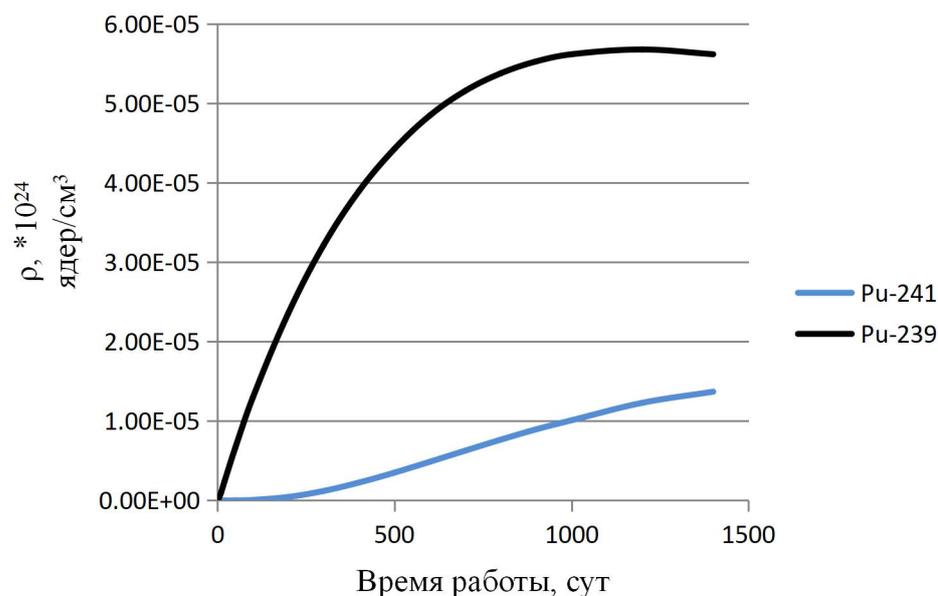
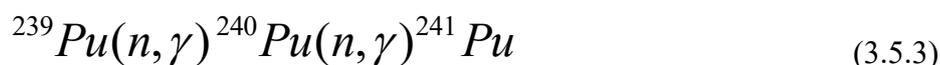
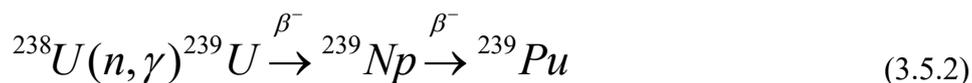
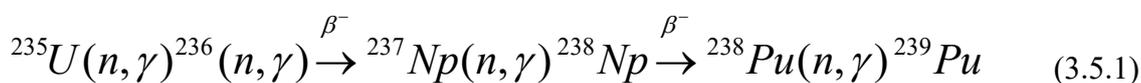


Рисунок 3.5.4 – Зависимость концентрации Pu-239 и Pu-241 от времени работы

Как видно на рисунках 3.5.3 и 3.5.4, U-235 намного меньше U-238, Pu-239 достигает максимума в первые тысячи дней, затем начинает снижаться, а Pu-241 увеличивается все быстрее и быстрее.

В ВВЭР-1000 есть следующие реакции:



Часть U-235 была преобразована в U-238 реакцией захвата нейтронов, поэтому U-235 потреблялось быстрее, чем U-238. После того как U-238 образует Pu-239, часть Pu-239 превращается в Pu-241 реакцией захвата нейтронов, поэтому Pu-239 будет все меньше и меньше, а Pu-241 будет все больше и больше.

### 3.6 Расчет изменения при разогреве реактора

Таблица 3.6.1 – Результат работы 1

№ вар.	Температура материалов, К	Плотность воды, г/см <sup>3</sup>	$K_{\infty}$	$\rho$ , %	ТКР
1	300	0.996	1.256844	0.20436	-
2	325	0.987	1.256502	0.20414	0.88
3	350	0.974	1.256172	0.20393	0.84
4	375	5.94E-04	1.255852	0.20373	0.8
5	400	5.55E-04	1.255541	0.20353	0.8
6	425	5.21E-04	1.255238	0.20333	0.8
7	450	4.91E-04	1.254942	0.20315	0.72
8	475	4.64E-04	1.254644	0.20296	0.76
9	500	4.41E-04	1.254351	0.20277	0.76
10	525	4.19E-04	1.254064	0.20259	0.72
11	550	4.00E-04	1.253781	0.20241	0.72

Таблица 3.6.2 – Результат работы 2

№ вар.	Температура топлива, К	Температура воды, К	Плотность воды, г/см <sup>3</sup>	$K_{\infty}$	$\rho$ , %
1	550	550	4.00E-04	1.253722	0.20237
2	600	555	3.97E-04	1.253172	0.20202
3	650	560	3.93E-04	1.252613	0.20167
4	700	565	3.89E-04	1.252073	0.20132
5	750	570	3.86E-04	1.251547	0.20099
6	800	575	3.83E-04	1.251035	0.20066
7	850	575	3.83E-04	1.250538	0.20034
8	900	575	3.83E-04	1.250054	0.20003
9	950	575	3.83E-04	1.249579	0.19973
10	1000	575	3.83E-04	1.249112	0.19943

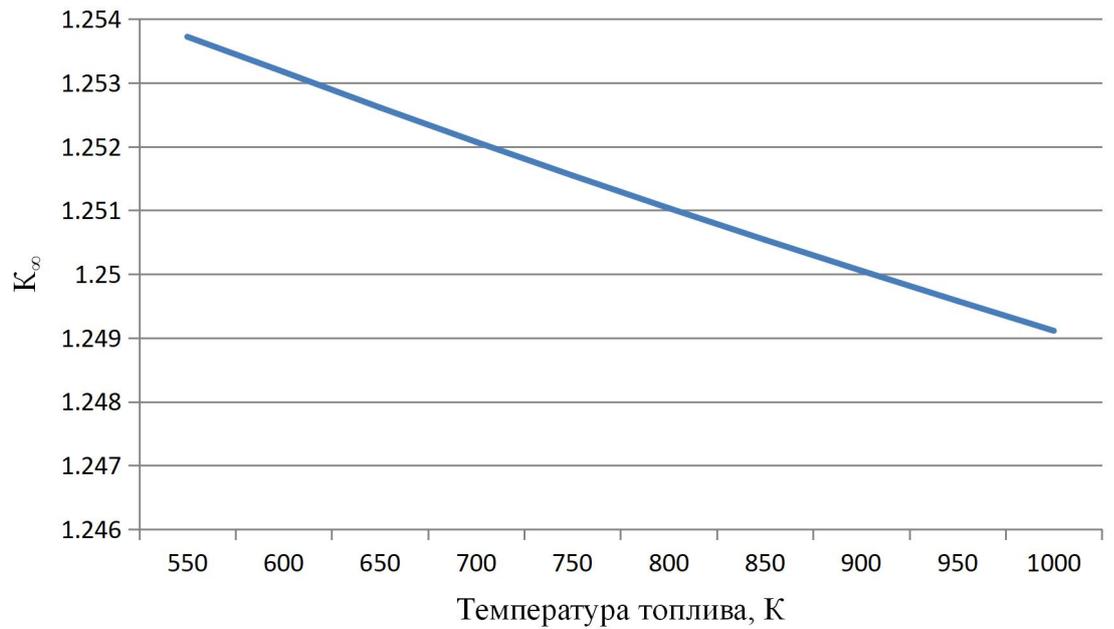


Рисунок 3.6—Зависимость  $k_{\infty}$  от температуры топлива

Из рисунка видно, что  $k_{\infty}$  уменьшается с увеличением температуры топлива, то есть с ростом температуры скорость реакции становится все медленнее и медленнее.

### 3.7 Расчет изменения при отравлении реактора ксеноном-135

POWERC 1 49 2 1

BEGINC

BEGINC

Таблица 3.7 – Результат работы

№ вар.	Удельная мощность, МВт/тU	$K_{\infty}$	$\rho_i$ , %	Эффект стационарного отравления, $(\rho_i - \rho_0)$
1	0.01	1.472571	0	0
2	5	1.472571	3.07464E-05	3.07464E-05
3	10	1.472571	3.07464E-05	3.07464E-05
4	15	1.421645	3.10024E-05	3.10024E-05
5	20	1.419111	3.09892E-05	3.09892E-05
6	25	1.416989	3.09772E-05	3.09772E-05
7	30	1.414959	3.09683E-05	3.09683E-05
8	35	1.413070	3.09601E-05	3.09601E-05
9	40	1.411324	3.09509E-05	3.09509E-05
10	45	1.409719	3.09407E-05	3.09407E-05
11	50	1.408238	3.09306E-05	3.09306E-05

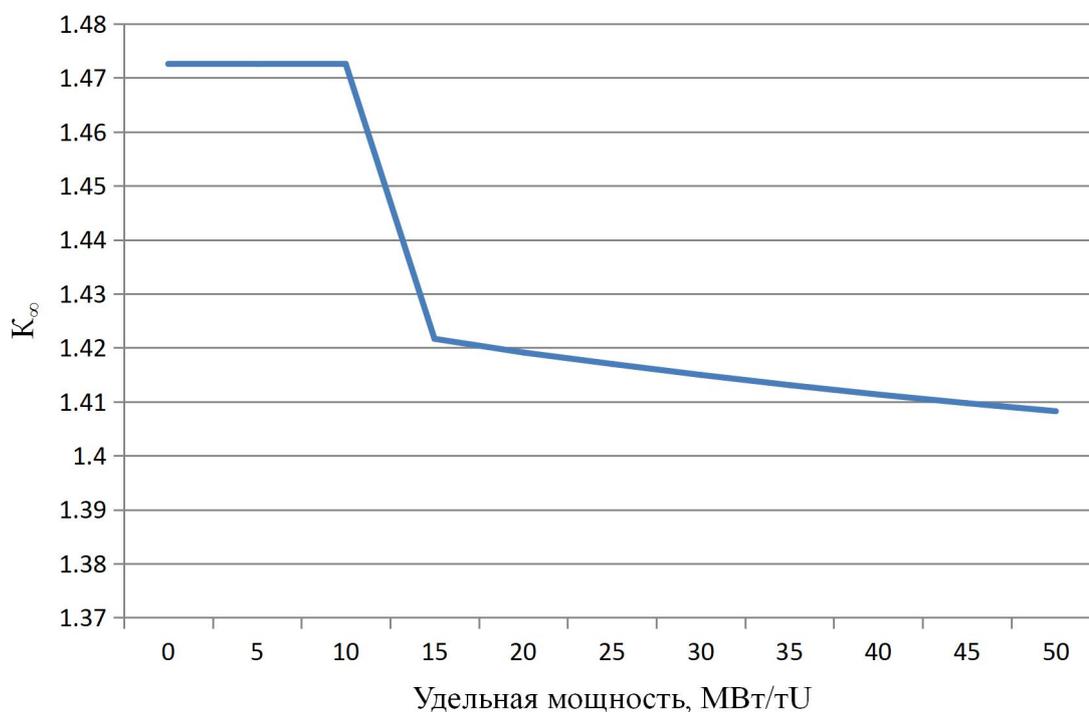


Рисунок 3.7.1–Зависимость  $k_{\infty}$  от удельной мощности

Из рисунка видно, что  $k_{\infty}$  не изменяется в начале, а затем  $k_{\infty}$  быстро уменьшается, когда удельная мощность была 10 МВт/тU, в то время как  $k_{\infty}$

продолжает уменьшаться, когда удельная мощность была 15 МВт/тU, но скорость намного ниже.

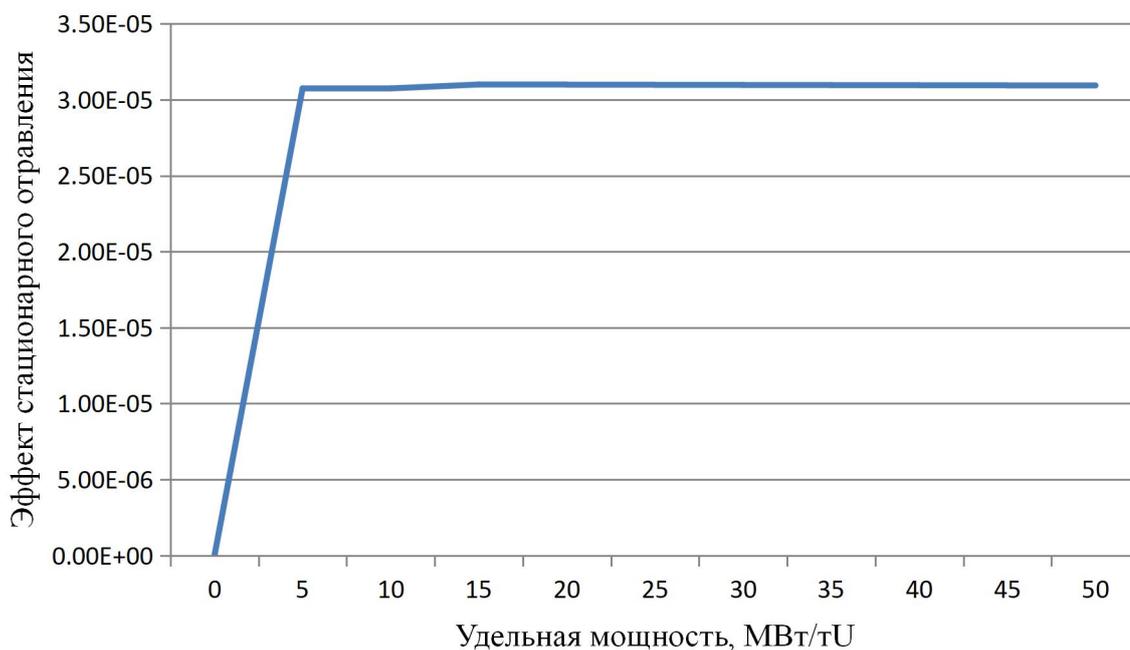


Рисунок 3.7.2–Зависимость удельной мощности от эффекта стационарного отравления

Из рисунка видно, что влияние статического отравления увеличивается при увеличении удельная мощность от 0 до 5 МВт/тU. После того, как удельная мощность была 5 МВт/тU, эффект стационарного отравления практически не изменяется.

Когда реактор находится в эксплуатации, Хе-135 получают двумя способами, а именно: прямым генерированием Хе-135 путем ядерного деления топлива и генерированием Хе-135 посредством  $\beta$ -распада I-135.

Для нового ядра начальные концентрации I-135 и Хе-135 равны нулю. Если реактор запускается в момент времени  $t = 0$  и полная мощность достигается очень быстро, то можно приблизительно определить, что плотность потока нейтронов мгновенно достигает номинального значения в момент времени  $t = 0$  и остается постоянной. После запуска реактора концентрации I-135 и Хе-135 увеличивались с увеличением времени работы. И I-135, и Хе-135 достигли равновесных (или насыщенных) концентраций, когда время реакции было достаточно продолжительным. То есть скорости

производства ядер I-135 и Xe-135 точно равны их скоростям исчезновения, поэтому их концентрации останутся неизменными. В состоянии постоянной мощности, как и ожидалось, после короткого периода работы, равного приблизительно 40 часам, концентрации I-135 и Xe-135 уже близки к их равновесным концентрациям.

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

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

Достижение цели обеспечивается решением задач:

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

В данной диссертационной работе проведен расчет нейтронно-физических параметров активной зоны ядерного реактора с помощью программы WIMS-D5.

### **4.1 Потенциальные потребители результатов исследования**

Результатом исследования являются известные значения длины кампании, глубины выгорания, а также начального запаса реактивности, для различных топливных композиций и сравнение данных топливных композиций между собой, с целью определения наиболее перспективной из них.

Целевым рынком данного исследования будут являться государственные корпорации по атомной энергетике, атомная и смежные научные отрасли.

Сегментировать рынок услуг можно по степени потребности использования данных расчетов. Результаты сегментирования представлены на рисунке 4.1.

		Выравнивание энерговыделения в кипящих реакторах	
		Атомная промышленность	Научная отрасль
Потребность	Сильная		
	Слабая		

Рисунок 4.1 – Карта сегментирования рынка услуг по использованию проведенных расчетов

#### **4.2 Анализ конкурентных технических решений с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения**

Для анализа конкурентных технических решений стоит рассмотреть перечисленные выше программные средства: WIMS-D5B (1), KASCETA (2).

Программа WIMS-D5 (Winfrith Improved Multigroup Scheme, версии D5) предназначена для нейтронно физического расчета ячеек ядерных реакторов различного типа (включая расчет выгорания). Данная программа была передана в Россию в конце 1977 г, а в сентябре 1990 г. она была адаптирована для персональных компьютеров. Программа применяется для расчетов тепловых и быстрых реакторов. Она успешно применяется и для проектирования реакторов, и для расчетов и анализа различных эффектов в существующих реакторах. В настоящее время программа использует универсальную 69-групповую библиотеку констант, подготовленную на основе файлов оцененных нейтронных данных (ENDF, JEF, JENDL).

KASCETA — программа, предназначенная для расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов по ТВС в четырех

энергетических группах с использованием библиотеки ОМБРЕЛЛАРО. Впоперечном сечении ТВС производится двумерный пространственный расчет сеточным методом (сечение ТВС разбивается при этом на одинаковые гексагональные ячейки с шагом, равным шагу между твэлами в ТВС. Центр каждой ячейки рассматривается как узел расчётной сетки. Такое разбиение соответствует реальному расположению твэлов, кластеров типа ВВЭР). Для расчета констант ячейки в верхних двух группах применяется методика программы УНИРАСОС, в третьей группе нужно учитывать влияние соседних ячеек на внутригрупповое распределение нейтронов в данной ячейке.

Критерии оценки данных программных средств:

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

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

Таблица 4.2 – Оценочная карта для сравнения конкурентных технических разработок

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы		Конкурентоспособность	
		Б <sub>1</sub>	Б <sub>2</sub>	К <sub>1</sub>	К <sub>2</sub>
1	2	3	4	6	7
<b>Технические критерии оценки ресурсоэффективности</b>					
1. Удобство эксплуатации	0,2	5	3	1,0	0,6
2. Легкость освоения	0,23	4	3	0,92	0,69
3. Качество интеллектуального интерфейса	0,05	4	3	0,20	0,15
4. Информативность	0,1	4	4	0,4	0,4
5. Точность расчетов	0,2	4	4	0,8	0,8
6. Характерное время расчета	0,1	5	3	0,5	0,3
7. Функциональные возможности ПС	0,05	4	5	0,20	0,25
8. Способность к модификации	0,01	5	5	0,05	0,05
9. Потребность в оперативной памяти	0,05	5	3	0,25	0,15
10. Ресурсосберегаемость	0,01	4	3	0,04	0,03

Итого	1			4,36	3,42
-------	---	--	--	------	------

На основании представленного выше анализа можно сделать вывод, что исследованный в данной диссертационной работе программный комплекс WIMS-D5B является наиболее пригодным для эксплуатации. Конкурентное программное средство недостаточно удовлетворяет необходимым требованиям, так как обладает недостаточной информативностью, ресурсосберегаемостью, неудобно в эксплуатации.

### 4.3 SWOT-анализ

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

Анализ проводится в несколько этапов:

**Первый этап** заключается в описании сильных и слабых сторон проекта, в выявлении возможностей и угроз для реализации проекта, которые проявились или могут появиться в его внешней среде. Дадим трактовку каждому из этих понятий.

Целью SWOT-анализа является определение всех сильных и слабых сторон организации, которые рассматриваются как внутренние факторы, а также изучение внешних факторов, каковыми являются рыночные возможности и угрозы, для получения четкого представления основных направлений развития предприятия. На основе такого исследования организация должна максимально использовать свои сильные стороны, попытаться преодолеть слабости, воспользоваться благоприятными возможностями и защититься от потенциальных угроз. Структура матрицы SWOT-анализа представлена на рисунке.

Результаты первого этапа SWOT-анализа представлены в таблице 4.3.1.

Таблица 4.3.1– Матрица SWOT

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

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

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

Возможно использование этой матрицы в качестве одной из основ для оценки вариантов стратегического выбора. Каждый фактор помечается либо знаком «+» (означает сильное соответствие сильных сторон возможностям),

либо знаком «-» (что означает слабое соответствие); «0» – если есть сомнения в том, что поставить «+» или «-». Интерактивная матрица проекта представлена в таблице 4.3.2

Таблица 4.3.2 – Интерактивная матрица проекта

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

В рамках **третьего этапа** должна быть составлена итоговая матрица SWOT-анализа, которая приводится в таблице 4.3.3.

Таблица 4.3.3 – SWOT-анализ

	Сильные стороны проекта: C1. Научная новизна. C2. Современная технология. C3. Возможность контроля процесса расчета. C4. Бюджетное финансирование	Слабые стороны проекта: Сл1. Человеческий фактор. Сл2. Погрешность расчетов. Сл3. Продолжительное время расчетов. Сл4. Высокий уровень знаний для выполнения расчетов.
Возможности: B1. Использование расчетов для атомной промышленности и научной отрасли. B2. Возможность расчета различного топлива. B3. Актуальность темы для публикации в научных журналах. B4. Повышение безопасности работы при уменьшении начального запаса реактивности. B5. Дополнительный спрос на результаты расчетов.	Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и возможности»: 1. Научная новизна, и, как следствие, публикации в цитируемых научных журналах. 2. Получение нейтронно-физических характеристик для любого вида топлива.	Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и возможности»: 1. Возникновение ошибок из-за длительных расчетов; Данный фактор при внимательной работе можно устранить. 2. Требование наличия обширных знаний по расчётам в специализированных программах.
Угрозы: У1. Недостаточная точность расчетов. У2. Низкий спрос на результаты при отсутствии публикаций. У3. Отсутствие источников для проверки полученных результатов. У4. Появление более точных	Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и угрозы»: 1. Справка для повышения эксплуатационной безопасности реактора ВВЭР 2. Несмотря на возможные неточности расчётов, они являются необходимыми для	Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и угрозы»: 1. Наиболее уязвимые места – высокие требования к знаниям инженера для расчётов: 2. Уменьшение погрешности расчётов зависит от баз данных, заполнение которых

программ.	разработки усовершенствованного ядерного топлива для ЯЭУ.	не зависит от инженера.
-----------	---	-------------------------

Таким образом, выполнив SWOT-анализ можно сделать вывод, что на данный момент преимущества методики расчета нейтронно-физических характеристик топлива значительно преобладают над её недостатками. Все имеющиеся несовершенства можно легко устранить, воспользовавшись перечисленными выше возможностями.

#### 4.4 Инициация проекта

Таблица 4.4.1 Цели и результат проекта

<b>Цели проекта:</b>	Расчет элементарных ячеек водо-водяного энергетического реактора с помощью WIMS-D5
<b>Ожидаемые результаты проекта:</b>	Исследование вариационных характеристик различных параметров нейтронов при изменении условий реакции
<b>Критерии приемки результата проекта:</b>	<p>1 Для реактора ВВЭР-1000, радиус ячейки лучше равен 0,91см.</p> <p>2 Выгорание топлива уменьшается со временем работы.</p> <p>3 С ростом температуры скорость реакции становится медленнее.</p> <p>4 Для нового реактора, отравления начинается через 40 часов после запуска реактора.</p>

Таблица 4.4.2 Рабочая группа проекта

№ п/п	ФИО, основное место работы, должность	Роль в проекте	Функции	Трудо-затраты, час. Раб.
1	Наймушин А.Г.	Руководитель проекта	отвечает за реализацию проекта в пределах заданных ограничений по ресурсам, координирует деятельность участников проекта.	46
2	Янь С.	Исполнитель по проекту	выполняющий отдельные работы по проекту	552
<b>ИТОГО:</b>				<b>598</b>

## 4.5 План проекта

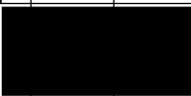
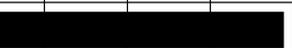
В рамках планирования исследовательского проекта построен календарный план-график с помощью диаграммы Ганта. В данном случае работы по теме представляются протяженными во времени отрезками, характеризующимися датами начала и окончания выполнения работ. Линейный график представлен в таблице 4.5.1.

Таблица 4.5.1 Календарный план проекта

Код работы	Название	длительность, дни рабочие,	Дата начала работ	Дата окончания работ	Состав участников
1	Составление и утверждение технического задания	2	04.02.2019	06.02.2019	Наймушин А.Г.
2	Подбор и изучение материалов по теме	11	06.02.2019	19.02.2019	Наймушин А.Г.
3	Выбор направления исследований	2	19.02.2019	21.02.2019	Наймушин А.Г., Янь С.
4	Календарное планирование работ по теме	4	21.02.2019	26.02.2019	Янь С.
5	Подбор и изучение материалов по теме	8	26.02.2019	07.03.2019	Наймушин А.Г. Янь С.
6	Создание расчетной модели	2	07.03.2019	11.03.2019	Янь С.
7	Концептуальное проектирование	23	11.03.2019	06.04.2019	Янь С.
8	Практический расчет по программе WIMSD5	20	06.04.2019	30.04.2019	Янь С.
9	Оценка эффективности полученных результатов	1	30.04.2019	02.05.2019	Янь С.
10	Определение целесообразности проведения НИР	1	02.05.2019	03.05.2019	Янь С.
11	Составление пояснительной записки	30	03.05.2019	08.06.2019	Янь С.
12	Подготовка темы к защите	1	08.06.2019	10.06.2019	Янь С.

В таблице 4.5.2 представлен календарный план-график проведения научного исследования.

Таблица 4.5.2. – Календарный план-график проведения научного исследования

Содержаниеработ	Т <sub>к</sub> , кал.дн.	Времявыполненияработ																			
		Февр.		Март			Апрель			Май		Июнь									
1	Составление и утверждение технического задания	2																			
2	Подбор и изучение материалов по теме	11																			
3	Выборнаправленияисследования	2																			
4	Календарное планирование работ по теме	4																			
5	Подбор и изучение материалов по теме	8																			
6	Создание расчетной модели	2																			
7	Концептуальное проектирование	23																			
8	Практический расчет по программе WIMSD5	20																			
9	Оценка эффективности полученных результатов	1																			
10	Определение целесообразности проведения НИР	1																			
11	Составление пояснительной записки	30																			
12	Подготовкатемы к защите	1																			
итог		105		- научный руководитель													- студент			- руководитель+студент	

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

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

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

Стоимость всех материальных затрат, используемых при разработке проекта приведена в таблице 4.6.1.

Таблица 4.6.1 – Материальные затраты и амортизация оборудования

Наименование	Единица измерения	Количество	Цена за единицу, руб.	Сумма, руб.
Электроэнергия на требование компьютера	кВт·ч	300	5,8	1740
Доступ в интернет	месяц	5	350	1750
Печать на листе	шт	300	3	900
Всего материалы				4390
Транспортно-заготовительные расходы (5%)				220
Итого по статье				4610

Таблица 4.6.2 Баланс рабочего времени

Показатели рабочего времени	Руководитель	Инженер
Календарное число дней	365	365
Количество нерабочих дней		
- выходные дни	52	52
- праздничные дни	14	14
Потери рабочего времени		
- отпуск	48	48
- невыходы по болезни	-	-

Действительный годовой фонд рабочего времени	251	251
--	-----	-----

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

- оклад определяется предприятием, в ТПУ оклады распределены в соответствии с занимаемыми должностями, например, ассистент, старший преподаватель, доцент, профессор;
- стимулирующие выплаты устанавливаются руководителем подразделений за эффективный труд, выполнение дополнительных обязанностей и т.д.;
- иные выплаты – районный коэффициент.

Для расчёта месячного должностного оклада работника применяется формула (4.6.2):

$$Z_m = Z_b \cdot K_p \quad (4.6)$$

Где  $Z_b$  – базовый оклад, руб.

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

Руководителем данной научно-исследовательской работы является сотрудник в должности доцента с окладом 33664 руб. (без учета РК). Оклад инженера составляет 12664 руб. (без учета РК).

По формуле (4.6) месячный должностной оклад для научного руководителя и инженера соответственно составляет:

$$Z_m^{н.р} = 33664 \cdot 1,3 = 43763,2 \text{ руб}$$

$$Z_m^{инж} = 12664 \cdot 1,3 = 16463,2 \text{ руб}$$

Среднедневная заработная плата для научного руководителя и инженера соответственно составляет:

$$Z_{он}^{н.р} = \frac{43763,2 \cdot 10,4}{251} = 1820,5 \text{ руб}$$

$$Z_{он}^{инж} = \frac{16463,2 \cdot 11,2}{251} = 734,6 \text{ руб}$$

Основная заработная плата научного руководителя и инженера соответственно, согласно формуле (4.6), будет равна:

$$Z_{осн}^{н.р} = 1820,5 * 23 = 41871,5 \text{ руб}$$

$$Z_{осн}^{инж} = 734,6 * 92 = 67583,2 \text{ руб}$$

Дополнительная заработная плата научного руководителя и инженера соответственно, согласно формуле, составит:

$$Z_{доп}^{н.р} = 41871,5 * 0,12 = 5024,5 \text{ руб}$$

$$Z_{доп}^{инж} = 67583,2 * 0,12 = 8109,9 \text{ руб}$$

Расчёт основной заработной платы приведён в таблице 4.6.3.

Таблица 4.6.3 – Расчёт основной заработной платы

Исполнители	$Z_{ок}$ ,руб	$T_p$	$Z_m$ ,руб	$Z_{дн}$ ,руб	$T_{раб}$ ,дней	$Z_{доп}$ ,руб	$Z_{осн}$ ,руб
Научный руководитель	33664	1,3	43763,2	1820,5	23	5024,5	41871,5
Инженер	12664	1,3	16463,2	734,6	92	8109,9	67583,2
Итого:							109454,7

#### 4.7 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта

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:

$$C_{внеб} = K_{внеб} \cdot (Z_{осн} + Z_{доп}) \quad (4.7.1)$$

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

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

пониженная ставка 27,1 %.

Величина общих отчислений во внебюджетные фонды для научного руководителя и инженера соответственно составляет:

$$C_{внеб} = 0,271 \cdot (41871,5 + 5024,5) + 0,271 \cdot (67583,2 + 8109,9) = 33221,6 \text{ руб}$$

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

Расчет накладных расходов ведется по следующей формуле:

$$C_{накл} = K_{нак} \cdot (З_{осн} + З_{доп}) \quad (4.7.2)$$

Примем коэффициент накладных расходов равный 16 %.

Накладные расходы для научного руководителя и инженера соответственно составляют:

$$C_{нал} = 0,16 \cdot (41871,5 + 5024,5) + 0,16 \cdot (67583,2 + 8109,9) = 19614,2 \text{ руб}$$

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 4.7.

Таблица 4.7 – Расчёт бюджета затрат исследовательского проекта

Наименование статьи	Сумма, руб
Материальные затраты и амортизация оборудования	4610
Затраты по основной заработной плате исполнителей темы	109454,7
Отчисления во внебюджетные фонды	33221,6
Накладные расходы	19614,2
Бюджет затрат исследования	166900,5

#### 4.8 Оценка сравнительной эффективности исследования

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

Интегральный показатель финансовой эффективности научного исследования получают в ходе оценки бюджета затрат трех (или более) вариантов исполнения научного исследования (табл. 4.9). Для этого наибольший интегральный показатель реализации технической задачи принимается за базу расчета (как знаменатель), с которым соотносятся финансовые значения по всем вариантам исполнения.

Интегральный финансовый показатель разработки определяется как:

$$I_{\Phi}^p = \frac{\Phi_{pi}}{\Phi_{\max}}, \quad (4.8.1)$$

Где – интегральный финансовый показатель разработки;  $p$  – вариант

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

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

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

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

$$I_m^a = \sum_{i=1}^n a_i b_i^a, \quad I_m^p = \sum_{i=1}^n a_i b_i^p, \quad (4.8.2)$$

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

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

$b_i^a$ ,  $b_i^p$  – балльная оценка  $i$ -го параметра для аналога и разработки,

устанавливается экспертным путем по выбранной шкале оценивания;

$n$  – число параметров сравнения.

Расчёт интегрального показателя ресурсоэффективности представлен в таблице 4.8.

Таблица 4.8 – Сравнительная оценка характеристик вариантов исполнения проекта

Критерии \ ПО	Весовой коэффициент параметра	Текущий проект	Аналог 1	Аналог 2
1. Сокращение время анализа данных	0,4	5	3	2
2. Наличие параметров редактирования графиков	0,2	5	2	2
3. Наличие актуальных данных СВРК	0,25	5	5	5
4. Повышенная точность анализа	0,15	5	3	4
ИТОГО	1	5	3,25	3

– Сокращение времени анализа данных – сильная сторона проекта, способствует росту производительности труда пользователя;

– Наличие параметров редактирования графиков – сильная сторона проекта, повышает удобство в эксплуатации проекта, соответствует требованиям потребителей;

– Наличие актуальных данных СВРК – сильная сторона проекта, позволяет проводить анализ с повышенной точностью;

– Повышенная точность анализа – сильная сторона проекта, использование анализа для повышения точности исследования.

$$I_{\text{тп}} = 5 \cdot 0,4 + 5 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,25 + 5 \cdot 0,15 = 5;$$

$$\text{Аналог 1} = 3 \cdot 0,4 + 2 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,25 + 3 \cdot 0,15 = 3,3;$$

$$\text{Аналог 2} = 2 \cdot 0,4 + 2 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,25 + 3 \cdot 0,15 = 2,9.$$

Интегральный показатель эффективности вариантов исполнения разработки ( $I_{\text{финр}}^P$ ) и аналога ( $I_{\text{финаi}}^{ai}$ ) определяется на основании интегрального

показателя ресурсоэффективности и интегрального финансового показателя по формуле:

$$I_{финр}^p = \frac{I_m^p}{I_{финр}^p}; \quad (4.8.3)$$

$$I_{финаi}^{ai} = \frac{I_m^{ai}}{I_{финаi}^{ai}}; \quad (4.8.4)$$

$$I_{финр}^p = \frac{I_m^p}{I_{финр}^p} = \frac{5}{1} = 5; \quad I_{фина1}^{a1} = \frac{I_m^{a1}}{I_{фина1}^{a1}} = \frac{3,3}{1,48} = 2,2;$$

$$I_{фина2}^{a2} = \frac{I_m^{a2}}{I_{фина2}^{a2}} = \frac{2,9}{1,64} = 1,77.$$

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

Сравнительная эффективность проекта:

$$\mathcal{E}_{cp} = \frac{I_{финр}^p}{I_{финаi}^{ai}}. \quad (4.8.5)$$

Результат вычисления сравнительной эффективности проекта и сравнительная эффективность анализа представлены в таблице 4.8.2.

Таблица 4.8.2– Сравнительная эффективность разработки

№	Показатели	Аналог 1	Аналог 2	Разработка
1	Интегральный финансовый показатель разработки	1,48	1,64	1
2	Интегральный показатель ресурсоэффективности разработки	3,3	2,9	5
3	Интегральный показатель эффективности	2,9	1,77	5
4	Сравнительная эффективность вариантов исполнения	2,27	2,82	1

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

## **5 Социальная ответственность**

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

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

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

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

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

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

Необходимым является выявление опасных и вредных факторов, возникающих при работе на ЭВМ. Выявленные опасные и вредные факторы представлены в таблице 5.1.

Таблица 5.1 – Основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы

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

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

### **5.2.1 Организационные мероприятия**

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

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

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

### **5.2.2 Технические мероприятия**

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

При проектировании письменного стола должны быть учтены следующие требования:

–680-800 мм – высота поверхности стола;

–650 мм – высота поверхности для размещения клавиатуры;

–ширина рабочего стола должна составлять не менее 700 мм,

длина – от 1400 мм;

–необходимо место для размещения ног (длинна – 600 мм, ширина – от 500 мм, высота для колен – не менее 450 мм, для вытянутых ног – от 650 мм).

Рабочее кресло должно быть подъемно-поворотным с возможностью регулирования по высоте и углам наклона для сиденья и спинки, а также

расстоянию спинки до переднего края сиденья. Расстояние от 420 до 550 мм – рекомендуемая высота сиденья над уровнем пола. Конструкция рабочего кресла должна обеспечивать необходимую ширину и глубину поверхности сиденья от 400 мм, поверхность сиденья с заглубленным передним краем.

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

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

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

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

### 5.2.3 Условия безопасной работы

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

Таблица 5.2 – Оптимальные и допустимые параметры микроклимата

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

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

–при объеме помещения до 20 м<sup>3</sup> на человека – не менее 30 м<sup>3</sup> в час на человека;

–при объеме помещения более 40 м<sup>3</sup> на человека и отсутствии выделения вредных веществ допускается естественная вентиляция.

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

–влажность – 40%;

–скорость движения воздуха – 0,1 м/с;

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

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

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

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

–25 В/м при частоте от 5 Гц до 2 кГц;

–2,5 В/м при частоте от 2 кГц до 400 кГц.

Плотность магнитного потока должна быть не более:

–250 нТл при частоте от 5 Гц до 2 кГц;

–25 нТл при частоте от 2 кГц до 400 кГц.

Существуют следующие способы защиты от ЭМП:

–увеличение расстояния от источника (экран должен находиться на расстоянии не менее 50 см от пользователя);

–применение приэкранных фильтров, специальных экранов и других средств индивидуальной защиты.

При работе с компьютером источником ионизирующего излучения является дисплей. Под влиянием ионизирующего излучения в организме может происходить нарушение нормальной свертываемости крови,

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

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

### **5.3 Электробезопасность**

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

При работе с ЭВМ существует опасность электропоражения в следующих случаях:

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Причинами смерти от воздействия электрического тока могут быть остановка сердца или его фибрилляция, прекращение дыхания и

электрический шок – своеобразная нервно-рефлекторная реакция организма в ответ на сильное раздражение электрическим током, сопровождающаяся расстройством кровообращения, дыхания, обмена веществ и т.д. Шоковое состояние может продолжаться от нескольких десятков минут до суток. При длительном шоковом состоянии может наступить смерть.

К мероприятиям по обеспечению электробезопасности электроустановок относятся:

- отключение напряжения с токоведущих частей, на которых или вблизи которых будет проводиться работа;

- принятие мер по обеспечению невозможности подачи напряжения к месту работы;

- вывешивание плакатов, указывающих место работы;

- заземление корпусов всех установок через нулевой провод;

- покрытие металлических поверхностей инструментов надежной изоляцией;

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

#### **5.4 Пожарная и взрывная безопасность**

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

- неисправность токоведущих частей установок;

- работа с открытой электроаппаратурой;

- короткие замыкания в блоке питания;

- несоблюдение правил пожарной безопасности;
- наличие горючих компонентов: документы, двери, столы, изоляция кабелей.

Мероприятия по пожарной безопасности можно разделить на: организационные;

- технические;
- эксплуатационные;
- режимные.

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

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

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

- исключение образования горючей среды (герметизация оборудования, контроль воздушной среды, рабочая и аварийная вентиляция);
- применение при строительстве и отделке зданий 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 соответствующую аварийную службу или МЧС по телефону 112;

–принять меры по ликвидации аварии в соответствии с инструкцией

## Заключение

В ходе работы были определены основные физические параметры ядерных реакторов, также была определена зависимость данных параметров от времени работы, температуры материалов, топлива и отравления реактора.

При помощи программы WIMS-D5 была создана модель топливной ячейки водо-водяного ядерного реактора в бесконечной среде.

Нами были получены следующие результаты:

- Для реактора ВВЭР-1000 максимальный радиус ячейки равен 0,91 см.
- Выгорание топлива линейно уменьшается со временем работы.
- С увеличением температуры скорость реакции становится медленнее.
- Для нового реактора отравление начинается через два дня после запуска реактора.

## Список литературы

1. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 219—222.
2. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 241—244.
3. В. Викин. Быть первым всегда трудно. Пресс-центр атомной энергетики и промышленности (сентябрь 2002). Проверено 29 октября 2011.
4. Далее в статье описывается серийный модернизированный ВВЭР-1000/В-320 (так называемая «большая серия»), в некоторых случаях с пояснениями основных различий для других проектов реакторных установок
5. Андрюшин И. А., Чернышёв А. К., Юдин Ю. А. Укрощение ядра. Страницы истории ядерного оружия и ядерной инфраструктуры СССР.— Саров, 2003.— С.354—355.— 481с.—ISBN 5 7493 0621 6.
6. АЭС с ВВЭР: Режимы, характеристики, эффективность, 1990, с. 39—40.
7. Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР, 1977, с. 13—14.
8. АЭС с ВВЭР: Режимы, характеристики, эффективность, 1990, с. 40—41.
9. Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР, 1977, с. 15—21.
10. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 219—222.
11. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010, с. 241—244.
12. Основное оборудование реакторного отделения. — Балаково: БАЭС, ЦПП, 2000.— С.75—78.— 178с.
13. А.Г. Наймушин, Ю.Б. Чертков, М.Н. Аникин, И.И. Лебедев Моделирование физических процессов в ядерных реакторах, Издательство Томского политехнического университета 2017, с. 43—76
14. ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Система стандартов безопасности труда. Электробезопасность. Предельно допустимые уровни напряжений

прикосновения и токов [Текст]. – Введ. 30.06.82. – Утв. постановлением Госстандарта СССР от 30.06.82 N 2987.

15. ГОСТ 12.1.004-91. ССБТ. Пожарная безопасность. Общие требования. [Текст]. – Взамен ГОСТ 12.1.004.-85. – Введ. 01.07.92. – Утв. Постановлением Государственного комитета СССР по управлению качеством продукции и стандартам от 14.06.91 № 875.

16. Се Чжоншен Физический анализ ядерного реактора, Издательство по атомной энергии 1980, с.89—92.

17. Лу Ситин Ядерная физика, Издательство атомной энергии 2000, с.301—304.

18. Ван Цзии Теоретическое обоснование размножения нейтронов в ядерном реакторе, Издательство национальной оборонной промышленности 1999, с.194—208

## Приложение А

CELL 6

SEQUENCE 1

NGROUP 69

NMESH 66

NMATERIAL 4

NREGION 4

PREOUT

INITIATE

\*\*\*\*\* \*\* \*\*\*\*\* \*\*

ANNULUS 1 0.07 4 1

ANNULUS 2 0.38 1 30

ANNULUS 3 0.455 2 5

ANNULUS 4 0.5 3 30

\*\*\*\*\*

MATERIAL 1 -1 300. 1 \$

2235 0.00113831 \$

8238 0.02162789 \$

6016 0.04553241

MATERIAL 2 -1 300. 2 \$

91 0.042586 \$

93 0.0004303 \$

178 0.00001291

MATERIAL 3 -1 573. 3 \$

3001 0.04855464 \$

6016 0.02427732

MATERIAL 4 -1 300. 3 \$

6016 0.00000001

S 32

MESH 1 30 5 30

\*\*\* FEWGROUP 6 15 45 69

BEGINC

BEGINC

## Приложение Б

CELL 6

SEQUENCE 1

NGROUP 69

NMESH 66

NMATERIAL 4

NREGION 4

PREOUT

INITIATE

\*\*\*\*\* \*\* \*\*\*\*\* \*\*

ANNULUS 1 0.07 4 1

ANNULUS 2 0.38 1 30

ANNULUS 3 0.455 2 5

ANNULUS 4 0.5 3 30

\*\*\*\*\*

MATERIAL 1 -1 300. 1 \$

2235 0.00113831 \$

8238 0.02162789 \$

6016 0.04553241

MATERIAL 2 -1 300. 2 \$

91 0.042586 \$

93 0.0004303 \$

178 0.00001291

MATERIAL 3 -1 573. 3 \$

3001 0.04855464 \$

6016 0.02427732

S 32

MESH 1 30 5 30

\*\*\* FEWGROUP 6 15 45 69

BEGINC

BEGINC  
POWERC 1,39,2,1  
BEGINC  
BEGINC  
POWERC 1,39,8,1  
BEGINC  
BEGINC  
POWERC 1,39,10,1  
BEGINC  
BEGINC  
POWERC 1,39,30,1  
BEGINC  
BEGINC  
POWERC 1,39,50,1  
BEGINC  
BEGINC  
POWERC 1,39,100,1  
BEGINC

BEGINC  
POWERC 1,39,100,1  
BEGINC  
BEGINC  
POWERC 1,39,100,1  
BEGINC  
BEGINC  
POWERC 1,39,100,1  
BEGINC  
BEGINC  
POWERC 1,39,100,1  
BEGINC  
BEGINC  
POWERC 1,39,200,1  
BEGINC  
BEGINC  
POWERC 1,39,200,1  
BEGINC  
BEGINC

**Приложение В**  
**(справочное)**

**Neutron-physical characteristics of the active zone of a water-cooled power reactor**

Студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM73	Янь Сюена		

Руководитель ВКР:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ ИЯТШ	Наймушин А.Г	к.ф.-м.н		

Консультант-лингвист Отделения иностранных языков ШБИП:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Преподаватель ИЯ ИЯТШ	Шайкина О.И.			

## Content

Introduction.....	100
1 VVER reactor.....	101
1.1 Design.....	101
1.2 Primary cooling circuits.....	103
1.3 Secondary circuit and electrical output.....	104
1.4 Tertiary cooling circuit and district heating.....	105
1.5 Safety barriers.....	105
2 Description of calculation model.....	107
Conclusion.....	112
Reference.....	113

## Introduction

Nuclear energy, as one of the cleanest energy sources in the world. However, the safety of nuclear reactions has been the subject of widespread discussion. Therefore, it is especially important to understand the relationship between the principle of operation of nuclear reactors and various parameters.

The most important task of reactor physics is to anticipate the behavior of the reactor and the entire nuclear power unit as a whole during normal operation of the NR and with deviations from the stationary mode. To predict the behavior of nuclear power plants requires the study of physical parameters, carried out using various experimental and computational methods and programs.

Purpose:

- Calculation of elementary cells of a water-cooled power reactor using WIMS-D5.

Tasks:

- Calculation of the neutron – physical parameters of the core of a nuclear water – water reactor.

- Moderated fuel cell of a water-to-water nuclear reactor in an infinite medium using the WIMS – D5 program.

- Determination of the dependence of the parameter on the running time;

- Determination of the dependence of the parameter on the temperature of materials and fuel

- Determination of the dependence of the parameter in the poisoning of the reactor

- Explanation of results.

## 1 VVER reactor

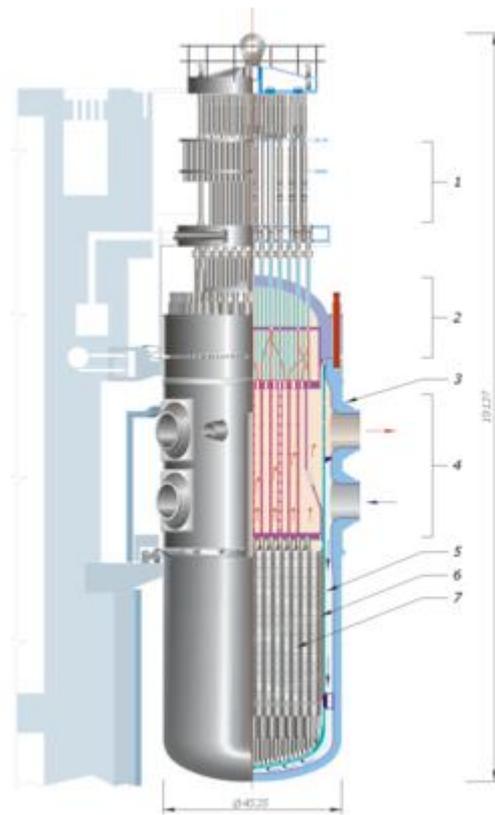
### 1.1 Design

The Russian abbreviation VVER stands for 'water-water energy reactor'. The design is a type of pressurized water reactor (PWR). The main distinguishing features of the VVER compared to other PWRs are:

- Horizontal steam generators
- Hexagonal fuel assemblies
- No bottom penetrations in the pressure vessel
- High-capacity pressurized providing a large reactor coolant inventory

Reactor fuel rods are fully immersed in water kept at 15 MPa pressure so that it does not boil at the normal (220 to over 300 °C) operating temperatures. Water in the reactor serves both as a coolant and a moderator which is an important safety feature. Should coolant circulation fail, the neutron moderation effect of the water diminishes, reducing reaction intensity and compensating for loss of cooling, a condition known as negative temperature coefficient. Later versions of the reactors are encased in massive steel pressure shells. Fuel is low enriched (2.4–4.4%  $^{235}\text{U}$ ) uranium dioxide ( $\text{UO}_2$ ) or equivalent pressed into pellets and assembled into fuel rods.

Reactivity is controlled by control rods that can be inserted into the reactor from above. These rods are made from a neutron absorbing material and, depending on depth of insertion, hinder the chain reaction. If there is an emergency, a reactor shutdown can be performed by full insertion of the control rods into the core.



Graph 1.1 – VVER-1000: 1– drive control system and protection; 2–reactor cover;  
3–reactor vessel; 4–block of protective tubes; 5–mine; 6–core enclosure; 7–fuel  
assemblies, control rods;

Table 1 VVER models and installations

Generation	Name	Model	Country	Power plants
I	VVER	V-210(V-1)	Russia	Novovoronezh 1 (decommissioned)
		V-70(V-2)	East Germany	Rheinsberg(KKR) (decommissioned)
		V-365(V-3M)	Russia	Novovoronezh 2 (decommissioned)
II	VVER-440	V-179	Russia	Novovoronezh 3-4
		V-230	Russia	Kola 1-2
			East Germany	Greifswald 1-4 (decommissioned)
			Bulgaria	Kozloduy 1-4 (decommissioned)
			Slovakia	Bohunice I 1-2 (decommissioned)
		V-213	Russia	Kola 3-4
			Ukraine	Rovno 1-2
			Hungary	Paks 1-4
			Czech Republic	Dukovany 1-4
			Finland	Loviisa 1-2
			Slovakia	Bohunice II 1-2
		V-213+	Slovakia	Mochovce 3-4(under construction)
		V-270	Armenia	Armenia-1 (decommissioned)
				Armenia-2
III	VVER-1000	V-187	Russia	Novovoronezh 5
		V-302	Ukraine	South Ukraine 1
		V-338	Ukraine	South Ukraine 2
			Russia	Kalinin 1-2
		V-320	Russia	Balakovo 1-4
				Kalinin 3-4
				Rostov 1-4
			Ukraine	Rovno 3-4
				Zaporozhe 1-6
				Khmelnitski 1-2
		Bulgaria	Czech Republic	South Ukraine 3
				Kozloduy 5-6
		Temelin 1-2		
		V-428	China	Tianwan 1-2
V-428M	China	Tianwan 3-4		
V-412	India	Kudankulam 1-2		
		Kudankulam 3-4(under construction)		
III	VVER-1000	V-446	Iran	Bushehr
III+	VVER-1200	V-392M	Russia	Novovoronezh II 1
				Novovoronezh II 2(under construction)
		V-491	Russia	Baltic 1-2(under construction)
				Leningrad II 1
				Leningrad II 2(under construction)
		Belarus	Belarus 1-2(under construction)	
		V-509	Turkey	Akkuyu 1(under construction)
V-523	Bangladesh	Ruppur 1-2(under construction)		
VVER-1300	V-510	Russia	Kursk II 1(under construction)	

## 1.2 Primary cooling circuits

As stated above, the water in the primary circuits is kept under a constant elevated pressure to avoid its boiling. Since the water transfers all the heat from the

core and is irradiated, the integrity of this circuit is crucial. Four main components can be distinguished:

- Reactor vessel: Water flows through the fuel rod assemblies which are heated by the nuclear chain reaction.
- Volume compensator (Pressurizer): To keep the water under constant but controlled pressure, the volume compensator regulates the pressure by controlling the equilibrium between saturated steam and water using electrical heating and relief valves.
- Steam Generator: In the steam generator, the heat from the primary coolant water is used to boil the water in the secondary circuit.
- Pump: The pump ensures the proper circulation of the water through the circuit.

To provide for the continued cooling of the reactor core in emergency situations the primary cooling is designed with redundancy.

### **1.3 Secondary circuit and electrical output**

The secondary circuit also consists of different subsystems:

Steam Generator: Secondary water is boiled taking heat from the primary circuit. Before entering the turbine remaining water is separated from the steam so that the steam is dry.

– Turbine: The expanding steam drives a turbine, which connects to an electrical generator. The turbine is split into high and low pressure sections. To prevent condensation (Water droplets at high speed damage the turbine blades) steam is reheated between these sections. Reactors of the VVER-1000 type deliver 1 GW of electrical power.

– Condenser: The steam is cooled and allowed to condense, shedding waste heat into a cooling circuit.

– Deaerator: Removes gases from the coolant.

– Pump: The circulation pumps are each driven by their own small steam

turbine.

To increase efficiency of the process, steam from the turbine is taken to reheat coolant before the deaerator and the steam generator. Water in this circuit is not supposed to be radioactive.

#### **1.4 Tertiary cooling circuit and district heating**

The tertiary cooling circuit is an open circuit diverting water from an outside reservoir such as a lake or river. Evaporative cooling towers, cooling basins or ponds transfer the waste heat from the generation circuit into the environment.

In most VVERs this heat can also be further used for residential and industrial heating. Operational examples of such systems are Bohunice NPP (Slovakia) supplying heat to the towns of Trnava (12 km away), Leopoldov (9.5 km away), and Hlohovec (13 km away), and Temelín NPP (Czech Republic) supplying heat to a nearby town 5 km away. Plans are made to supply heat from the Dukovany NPP to Brno (the second-largest city in the Czech Republic), covering two-thirds of its heat needs.

#### **1.5 Safety barriers**

A typical design feature of nuclear reactors is layered safety barriers preventing escape of radioactive material. VVER reactors have four layers:

- Fuel pellets: Radioactive elements are retained within the crystal structure of the fuel pellets.
- Fuel rods: The zircaloy tubes provide a further barrier resistant to heat and high pressure.
- Reactor Shell: A massive steel shell encases the whole fuel assembly hermetically.
- Reactor Building: A concrete containment building that encases the whole first circuit is strong enough to resist the pressure surge a breach in the first circuit would cause.

Compared to the RBMK reactors – the type involved in the Chernobyl

disaster – the VVER uses an inherently safer design. It does not have the graphite-moderated RBMK's risk of a power surge transient or criticality accident. Also the RBMK power stations were constructed without containment structures on grounds of cost as well as the relative ease of re-fueling. (Fuel elements in an RBMK can be replaced while the reactor is running at its nominal output, allowing the continuous operation and plutonium extraction compared to pressurized water reactors like the VVER which need to be shut down to exchange fuel rod assemblies.)

## 2 Description of calculation model

The Winfrith Improved Multigroup Scheme (WIMS) code has been used extensively throughout the world for power and research reactor lattice physics analysis. There are many WIMS versions currently in use. The D5 version selected by the RERTR program was originally developed in 1980. It was chosen for the accurate lattice physics capability and for an unrestricted distribution privilege. The code and its 69-group library tape 166259 generated in Winfrith were obtained from the Oak Ridge National Laboratory, Radiation Safety Information Computational Center (RSICC) in 1992. Since that time the RERTR program has added three important features. The first was the capability to generate up to 20 broad-group burnup-dependent macroscopic or microscopic ISOTXS cross-sections for each composition of the unit cell, an ENDF/B-V based nuclear data library (later updated to ENDF/B-VI), and a SUPERCELL option.

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

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

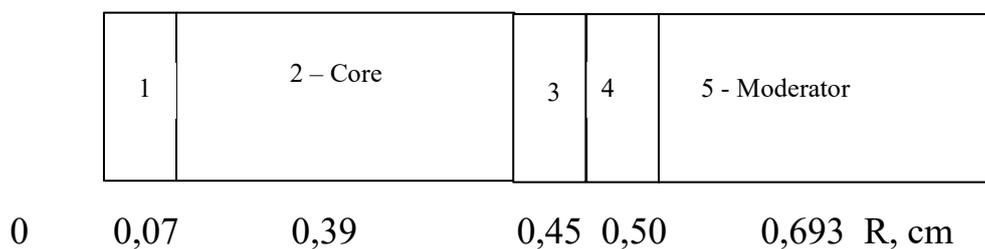
Code word is in the first column and separated by a space from numerical data that are encoded in a free format (i.e. fixed-point or floating-point). The delimiter between numbers can be the characters: "", ",", "\_", "=", "(", ")". If there is not enough space on one line, then you need to write "\$"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

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

Description of the initial data features for WIMS-D4 program will be

considered on the basis of the example of a unit cell assignment of calculating a VVER-1000 reactor.

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



Graph 2.1 – Reactor sections

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

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

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

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

The library of constants includes 90 nuclides. For some of them, there are

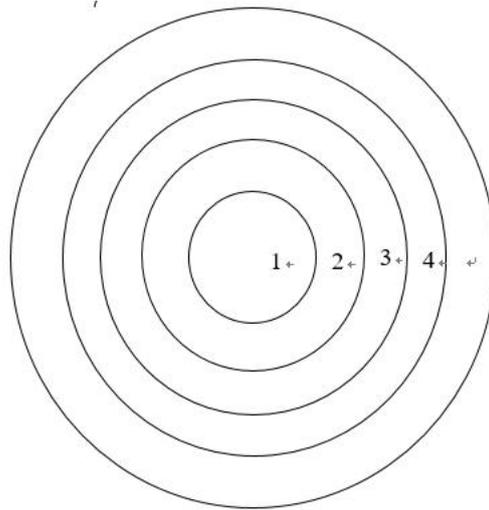
several sets of micro constants obtained according to different theoretical models. Different sets of constants are available for hydrogen, boron, uranium and plutonium isotopes.

The program can solve problems in planar, cylindrical and spherical one-dimensional geometries and in two-dimensional rz-geometry. However, the present research describes the problem in one-dimensional cylindrical geometry.

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

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

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



Graph 2.2 – Reactor sections

At the first stage, the probability of the first collisions is used to solve the neutron transport equation in an integral forms, the original cell is transformed into a three or four-zone cell (a cell of simplified geometry). In cylindrical geometry, this cell contains three or four concentric zones with the conventional names: "fuel" (1), "shell" (2), "coolant" (3) and "moderator" (4), the last two zones can be united into one. The source unit is split into regions, that is, unit elements included in one or another specific region.

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

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

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

$$S_l^i = \sum_{j \neq i} \Sigma_{sl}^{jj} \Phi_l^j + \frac{\chi^j}{k} \sum_j (v\Sigma_f)_l^j \Phi_l^j \quad (1.2)$$

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

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

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

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

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

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

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

## **Conclusion**

The water-water energetic reactor is a series of pressurized water reactor designs originally developed in the Soviet Union, and now Russia, by OKB Hidropress. VVER were originally developed before the 1970s, and have been continually updated. As a result, the name VVER is associated with a wide variety of reactor designs spanning from generation I reactors to modern generation III+ designs. Power output ranges from 70 to 1200 MW, with designs of up to 1700 MW in development.

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

## Reference

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